

На правах рукописи

Долганов Кирилл Сергеевич



МЕТОДИЧЕСКИЙ ПОДХОД  
К СОЗДАНИЮ МОДЕЛЕЙ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС С ВВЭР  
ДЛЯ РЕАЛИСТИЧЕСКОГО РАС ЧЁТНОГО ОБОСНОВАНИЯ  
БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ТЯЖЁЛЫХ АВАРИЯХ

Специальность 2.4.9 –

Ядерные энергетические установки, топливный цикл,  
радиационная безопасность

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени  
доктора технических наук

Москва 2024

Работа выполнена в Федеральном государственном бюджетном учреждении науки Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН)

Научный консультант: доктор технических наук Киселёв Аркадий Евгеньевич

**Официальные оппоненты:**

Алексеев Сергей Владимирович,  
академик РАН, доктор физико-математических наук,  
ФГБУН Институт теплофизики им. С.С. Кутателадзе  
Сибирского отделения Российской академии наук  
Мигров Юрий Андреевич,  
доктор технических наук, Федеральное государственное  
унитарное предприятие «Научно-исследовательский  
технологический институт имени А.П. Александрова»  
Морозов Андрей Владимирович,  
доктор технических наук, акционерное общество  
«Государственный научный центр Российской  
Федерации – Физико-энергетический институт имени  
А.И. Лейпунского»

**Ведущая организация:** Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский университет «МЭИ»

Защита состоится «27» июня 2024 г. в 11-00 часов на заседании диссертационного Совета 24.1.496.01 при Федеральном государственном бюджетном учреждении науки Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, 115191, г. Москва, Б. Тульская ул., д.52, комната 112.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке Федерального государственного бюджетного учреждения науки Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН) и на официальном сайте ИБРАЭ РАН [www.ibrae.ac.ru](http://www.ibrae.ac.ru).

Отзыв на автореферат диссертации, заверенный печатью организации, просьба направлять по адресу: 115191, г. Москва, Б. Тульская ул., д.52, Диссертационный совет ИБРАЭ РАН.

Автореферат разослан «\_\_\_» \_\_\_\_\_ 2024 г.

**Ученый секретарь диссертационного Совета**

**Кандидат технических наук**

**В.Е. Калантаров**



### Список условных обозначений

а.з.	Активная зона
АК	Аварийный конденсатор
АН	Анализ неопределённостей
АЭС	Атомная электрическая станция
БВ	Бассейн выдержки
ВАБ	Вероятностный анализ безопасности
ВВЭР	Водо-водяной энергетический реактор
ВКУ	Внутрикорпусные устройства
ГО	Гермооболочка
ГЦТ	Главный циркуляционный трубопровод
ИПУ	Импульсное предохранительное устройство
КД	Компенсатор давления
МАГАТЭ	Международное агентство по атомной энергии
МПШП	Максимальный проектный предел повреждения твэлов
НКР	Напорная камера реактора
НТЦ ЯРБ	Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности
ОТВ	Остаточное тепловыделение
ОЭСР	Организация экономического сотрудничества и развития
ПГ	Парогенератор
ПД	Продукт деления (топлива)
РУ	Реакторная установка
РУТА	Руководство по управлению тяжёлыми авариями
СПОТ	Система пассивного отвода тепла
ТА	Тяжёлая авария
твэл	Тепловыделяющий элемент
ТВС	Тепловыделяющая сборка
УЛР	Устройство локализации расплава
ФММ	Физико-математическая модель
ФПВ	Функция плотности вероятности
BWR	Boiling water reactor
CFD	Computational fluid dynamics
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
PIRT	Phenomena Identification and Ranking Tables
PWR	Pressurized Water Reactor

## **ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ**

### **Актуальность исследования**

Численное моделирование тяжёлых аварий (ТА) является важной и неотъемлемой составляющей анализа и обоснования безопасности энергоблоков АЭС. Аварии на АЭС ТМ1-2 и на Чернобыльской АЭС произошли ещё на заре развития концепции безопасности при ТА, но авария на АЭС Фукусима-1 в 2011 году наглядно продемонстрировала возможность ТА даже на таких энергоблоках, где была проведена модернизация и выполнено обоснование безопасности на современном уровне. Поэтому после этой аварии в мире существенно возросло внимание к проблеме предотвращения и ослабления последствий ТА на АЭС, включая развитие средств численного моделирования ТА.

Важнейшим аспектом проблемы численного моделирования ТА является обеспечение реалистического прогноза. Необходимость реалистического подхода к расчётному анализу ТА определена в требованиях российской нормативной базы (п. 1.2.16 НП-001-15) и в рекомендациях МАГАТЭ (п. 7.67 SSG-2/1). Применение для расчётов ТА консервативного подхода, принятого в анализе проектных аварий, создаёт риск неправильной оценки ожидаемого состояния энергоблока и ошибочных указаний оперативному персоналу. Кроме того, из-за многообразия, взаимного влияния, нелинейности процессов традиционный консервативный подход к анализу безопасности при ТА в ряде случаев может быть неприменим. Расчётные исследования, проводившиеся после аварии на АЭС Фукусима-1, показали важность понимания и соответствующего моделирования работы оборудования энергоблоков в запроектных условиях для реалистичного воспроизведения хронологии событий и измерений, сделанных во время аварии.

Реалистический подход подразумевает использование в составе средств моделирования (интегральных программ для ЭВМ, далее – «кодов») моделей физических процессов, разработанных в рамках подхода наилучшей оценки, а также задание начальных и граничных условий без отклонений (связанных с неопределённостью их значений) и рассмотрение работы систем и элементов энергоблока АЭС без пессимистических предположений. То есть, реалистический подход должен отражать всю совокупность современных знаний в области феноменологии и моделирования процессов при ТА, а также знаний об объекте моделирования, включая технологические аспекты и вопросы выбора представительных сценариев ТА. Таким образом, для реалистического расчётного анализа ТА необходимо объединение большого объёма разнородной информации, относящейся к зоне ответственности разных экспертных групп: проектно-конструкторских, научно-исследовательских, эксплуатационных.

Эффективное средство для реалистического расчётного анализа ТА, а также решения задачи накопления, развития и передачи знаний о ТА

применительно к конкретной реакторной технологии в рамках реалистического подхода – создание так называемой физико-математической модели энергоблока (рис. 1). В данной работе под физико-математической моделью (ФММ) энергоблока в широком смысле понимается модель поведения энергоблока при ТА, в основу которой положены данные о наиболее важных структурных составляющих и эксплуатационных состояниях энергоблока, современные данные о происходящих на энергоблоке физических процессах и явлениях и связях между ними, и описывающие эти процессы и явления модели. В совокупности эти основные элементы ФММ интегрированы в единое валидированное расчётное средство наилучшей оценки – интегральный код, и неразрывно связанную с ним расчетную модель энергоблока. В понятие ФММ также включается перечень представительных сценариев ТА, определяющих необходимые для моделирования процессы и явления, и характеристики неопределённости входных данных, рекомендуемых к учёту при анализе неопределённости (АН) моделирования ТА с целью определения наилучшей (реалистической) оценки результатов при помощи интегрального кода.



Рис. 1 Общая схема физико-математической модели энергоблока

В такой постановке разработка и реализация общего методического подхода к созданию ФММ энергоблоков АЭС является актуальной задачей в контексте решения научно-инженерной проблемы создания средства реалистического расчётного анализа ТА и накопления, сохранения и передачи знаний о протекании ТА на АЭС с различными реакторными установками (РУ). Учитывая, что РУ ВВЭР составляют основу атомного парка России, в работе рассматриваются задачи создания ФММ применительно к энергоблокам ВВЭР.

## **Цель исследования**

Целью данной работы является разработка общего методического подхода, который позволяет создавать, развивать в соответствии с современным уровнем знаний и использовать на практике инструментарий для реалистического расчётного обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА, включая определение исходных данных для анализа водородной взрывобезопасности, радиационных последствий, оценки эффективности мер по управлению ТА и функционирования оборудования и систем при ТА.

## **Основные задачи:**

- феноменологический анализ представительных ТА на ВВЭР, включая оценки важности для безопасности и изученности процессов и явлений;
- разработка и апробация методики валидации интегрального кода для анализа ТА;
- разработка и апробация в виде ФММ методики квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для использования с версиями интегрального кода СОКРАТ;
- апробация методического подхода в виде разработанных на его основе ФММ энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА;
- определение целей, задач, проблем и роли анализа неопределённости при использовании ФММ для моделирования ТА;
- апробация методического подхода в задачах обоснования безопасности ВВЭР и в задачах исследования аварии на АЭС Фукусима-1.

## **Научная новизна работы**

Впервые разработан методический подход, позволяющий в рамках единой согласованной системы знаний создавать и использовать на практике инструментарий для реалистического расчётного обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА, включая определение исходных данных для анализа водородной взрывобезопасности, радиационных последствий, оценки эффективности мер по управлению ТА и функционирования оборудования и систем при ТА.

Впервые в России разработана и аттестована в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора версия российского интегрального кода СОКРАТ/ВЗ, обеспечивающая реалистическое моделирование радиационно значимых процессов на энергоблоках ВВЭР и расчёт радиоактивных выбросов при ТА.

С учётом мировых тенденций в области валидации программ для ЭВМ и современных вычислительных возможностей разработана и апробирована новая методика валидации интегральных ТА кодов.

С использованием новой методики квалификации расчётных моделей, учитывающей специфику ВВЭР и феноменологию ТА, разработаны ФММ

энергоблоков АЭС со всеми проектами РУ ВВЭР, эксплуатирующихся в России, а также модели строящихся за рубежом энергоблоков АЭС «Аккую» (Турция), АЭС «Руппур» (Бангладеш).

С использованием ФММ получены новые данные для оценки радиационных последствий при ТА, рассматриваемых в рамках ВАБ-2, на энергоблоках Ростовской АЭС, Калининской АЭС, Нововоронежской АЭС, Курской АЭС-2, АЭС «Аккую» (Турция), АЭС «Руппур» (Бангладеш), а также при реализации мер по управлению ТА на энергоблоке 4 Балаковской АЭС.

В работе представлен новый подход к определению цели, задач, проблем и роли анализа неопределённости при использовании ФММ для моделирования ТА на ВВЭР.

С целью апробации разработанного методического подхода впервые в России создана полномасштабная расчётная модель энергоблока 1 АЭС Фукусима-1 с учётом всех основных элементов энергоблока и выполнен расчёт первых двух недель аварии в единой постановке, позволивший получить важные прогнозные данные о состоянии барьеров безопасности, расположении и составе кориума, о причинах и возможных местах горения водорода в ходе аварии, об особенностях работы систем безопасности и средств измерений при ТА.

При апробации методического подхода верифицирован наблюдавшийся на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1 эффект формирования ложных показаний уровнемера в реакторе на стадии разрушения активной зоны (а.з.), и впервые установлена возможность возникновения аналогичного эффекта в парогенераторах ВВЭР при развитии ТА.

Применительно к ТА с плотным первым контуром впервые исследован ранее не рассматривавшийся для РУ ВВЭР процесс естественной циркуляции парогазовой смеси по горячему трубопроводу между а.з. и парогенератором, создающий риск байпасирования гермооболочки (ГО) и раннего радиоактивного выброса.

### **Практическая ценность результатов**

Разработанный методический подход обобщает многолетний опыт автора и представляемого им научного коллектива по расчётному сопровождению анализа безопасности АЭС с ВВЭР и отражает результаты большого цикла работ от исследования процессов и явлений при ТА до создания, аттестации и внедрения в практику массового использования в организациях ГК «Росатом» интегрального кода для расчётного анализа ТА на энергоблоках ВВЭР.

Разработанный методический подход позволяет создавать ФММ энергоблоков для выполнения детерминистических расчётов ТА в обоснование безопасности АЭС с ВВЭР и в рамках аварийного реагирования, а также систематизировать, сохранять и развивать

накопленные знания в области ТА на ВВЭР, в том числе в рамках подготовки молодых специалистов для отраслевых организаций.

При апробации методического подхода решены следующие важные практические задачи в области анализа безопасности АЭС с ВВЭР:

- аттестованы версии интегрального кода СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3, что обеспечило отраслевым организациям (АО «ОКБ Гидропресс», АО «Атомэнергопроект», НИЦ «Курчатовский институт») возможность выполнять расчётное обоснование безопасности АЭС при ТА в соответствии с требованиями российской нормативной базы;
- разработаны и квалифицированы расчётные модели энергоблоков для всей линейки проектов РУ ВВЭР, эксплуатируемых в России, а также для энергоблоков АЭС «Аккую» и АЭС «Руппур», строящихся за рубежом;
- созданы ФММ энергоблоков ВВЭР и с их помощью выполнены детерминистические расчёты ТА в поддержку ВАБ-2, РУТА, определены исходные данные для проектирования систем безопасности АЭС с ВВЭР;
- успешно пройдена экспертиза документации по версиям кода СОКРАТ в странах-импортёрах технологии ВВЭР (Финляндия, Венгрия, Египет и др.);
- выполнены расчётные исследования аварии на АЭС Фукусима-1, результаты которых использованы японскими институтами при организации и планировании работ по ликвидации последствий ТА;
- выявлен эффект ложных показаний уровнемеров при ТА на АЭС с ВВЭР, который свидетельствует о необходимости квалификации системы измерения уровня воды в элементах РУ в условиях ТА и позволяет избежать ошибок в интерпретации состояния энергоблока при ТА по данным измерений уровня в рамках симптомно-ориентированного подхода.

Методический подход, представленный в данной работе, разработан для АЭС с ВВЭР, но имеет достаточно общий характер и поэтому может использоваться применительно к другим типам РУ и интегральным кодам.

### **Методология и методы исследования**

Методология исследования основана на синтезе методов, обеспечивающих наилучшую оценку результата для каждой из составляющих ФММ энергоблока АЭС. В частности, в работе использованы следующие методы и подходы:

- системный подход (рассмотрение объекта исследования в многообразии его составляющих и состояний);
- реалистический подход к численному моделированию;
- анализ российских и международных нормативных требований, практик и тенденций;

- феноменологический анализ процессов и явлений;
- анализ и квалификация экспериментальных данных;
- валидация средств моделирования;
- квалификация расчётных моделей;
- численное моделирование;
- анализ неопределённости и чувствительности результатов моделирования.

**Защищаемые положения:**

- методический подход к созданию ФММ энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА;
- результаты апробации методического подхода в виде разработанных на его основе ФММ энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА;
- результаты феноменологического анализа представительных ТА на ВВЭР, включая оценки важности для безопасности и изученности процессов и явлений;
- методика валидации интегрального кода для анализа ТА и результаты её апробации при валидации и аттестации версий российского интегрального кода СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3;
- методика квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для использования с интегральным кодом для анализа ТА (СОКРАТ-В1/В2, СОКРАТ/В3);
- новые подходы к определению целей, задач, проблем и роли анализа неопределённости при использовании ФММ для моделирования ТА;
- результаты практического применения методического подхода в задачах обоснования безопасности ВВЭР и в задачах исследования аварии на АЭС Фукусима-1, включая выявленный эффект ложных показаний уровнемеров на парогенераторах ВВЭР при ТА.

**Личный вклад автора**

Автором лично проведён анализ, синтез и апробация современных знаний в различных областях анализа безопасности АЭС с легководными реакторами, в том числе полученных с его непосредственным участием, а также обобщение этих знаний в форме методического подхода к созданию ФММ энергоблоков ВВЭР.

Также автором выполнены лично следующие работы:

- анализ и адаптация современных тенденций, нормативных требований и результатов зарубежных экспертиз документации интегрального кода СОКРАТ/В1 в виде методики валидации интегральных ТА кодов и методики квалификации расчётных моделей энергоблоков ВВЭР для анализа ТА;
- анализ феноменологии ТА на энергоблоках ВВЭР;
- разработка расчетных моделей энергоблоков ВВЭР;

- разработка расчетной модели энергоблока 1 АЭС Фукусима-1, расчётные исследования аварии на АЭС Фукусима-1 и анализ её уроков применительно к энергоблокам ВВЭР.

Под руководством и при непосредственном участии автора выполнены следующие работы:

- создание версий В1/В2 и В3 интегрального кода СОКРАТ;
- разработка матриц валидации и валидация версий интегрального кода СОКРАТ;
- практическое применение ФММ в задачах обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР (включая детерминистические расчёты ТА в рамках ВАБ-2, оценку эффективности РУТА, расчёты исходных данных для решения задач водородной взрывобезопасности);
- исследование задачи конвективного переноса тепла между а.з. и парогенератором при ТА с плотным первым контуром в рамках исследования возможности байпасирования ГО и формирования раннего радиоактивного выброса.

### **Достоверность и обоснованность результатов работы**

Обоснованность и достоверность основных положений и выводов подтверждается применением в работе следующих методов:

- анализ современного уровня знаний при разработке методического подхода, в том числе результатов ранее выполненных научных работ по теме исследования, успешно апробированных в задачах анализа безопасности АЭС;
- валидация интегрального кода СОКРАТ на широком спектре представительных экспериментальных данных, включая исследования отдельных явлений и эксперименты на интегральных стендах;
- аттестация двух версий СОКРАТ в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора;
- представление и обсуждение результатов в ведущих международных и российских научных рецензируемых журналах и на научно-технических конференциях;
- сравнительный анализ моделей и результатов их использования с зарубежными программами-аналогами в рамках международных исследовательских проектов.

### **Апробация работы**

Основные положения и результаты диссертации докладывались на российских и международных конференциях и семинарах, в том числе:

- международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 2009, 2011, 2013, 2015, 2019 гг., г. Подольск, АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС";
- 8-й международный семинар по горизонтальным парогенераторам, 19–21 мая 2010 г., г. Подольск, АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС";
- отраслевой семинар «Современные методы расчетного моделирования и проблемы теплообмена в задачах обоснования проектов и

- безопасности перспективных реакторных установок», г. Обнинск, 23 – 24 июня 2011 г.;
- заседание российско-американской рабочей подгруппы по гражданской ядерной энергетике, тематический семинар по направлению 4 «Моделирование, имитация и безопасность», 7 – 10 апреля 2013 г.;
  - 15-я международная тематическая конференция по теплогидравлике в ядерных реакторах, NURETH-15, Пиза, Италия, 12-15 мая 2013 г.;
  - региональный семинар «Удержание кориума в корпусе реактора после тяжелых аварий на АЭС с реакторами ВВЭР-1000/320» Московского центра WANO, 8 – 12 июля 2013 г., АЭС Козлодуй, Болгария;
  - семинары в рамках Международной совместной стандартной задачи МАГАТЭ по проектам интегральных водоохлаждаемых реакторов, 2011 – 2013 гг.;
  - международные семинары в рамках проектов АЯЭ ОЭСР BSAF, BSAF-2, ARC-F по расчётному исследованию аварии на АЭС Фукусима-1, 2012 – 2022 гг.;
  - международные семинары в рамках координационных проектов МАГАТЭ по исследованию свойств аварийно-устойчивого топлива АСТОФ, ATF-TS, 2017–2018, 2021–2023 гг.;
  - семинар МАГАТЭ по феноменологии, моделированию и расчётам аварий в бассейнах выдержки, Вена, Австрия, 2–5 Сентября 2019 г.;
  - виртуальная миссия АЯЭ ОЭСР в России, ВКС, 19–20 августа 2020 г.;
  - XVI международная конференция «Забабахинские научные чтения», 22-26 мая 2023 г., РФЯЦ – ВНИИТФ, г. Снежинск, Челябинская область, Россия;
  - совещание МАГАТЭ по подготовке технического отчёта по моделированию тяжёлых аварий в водоохлаждаемых реакторах с аварийно-устойчивым топливом, Вена, 28–31 марта 2023 г.

### **Публикации**

По теме диссертации опубликовано 36 печатных работ.

### **Структура и объём работы**

Диссертация состоит из введения, семи глав, выводов и списка литературы. Объём диссертации составляет 357 страниц, включая 135 рисунков, 64 таблицы. Список литературы содержит 419 наименований.

## **СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ**

**Во введении** приведено обоснование важности и актуальности исследования, сформулированы объект, предмет и цель исследования, определены результаты, выносимые на защиту, их научная новизна и практическая значимость, представлены сведения об апробации результатов работы и о количестве публикаций.

**В первой главе** приведён анализ истории и текущего состояния проблемы и определены задачи исследования, даны определения основным используемым терминам.

Количественные прогнозы последовательности и хронологии событий и радиационных последствий ТА являются основой анализа безопасности в рамках лицензирования энергоблоков АЭС и исходными данными для разработки мер по защите населения и окружающей среды. Сквозное численное моделирование ТА, включающее всё многообразие сложных процессов и явлений от исходного события аварии до отказа ГО и формирования выброса радиоактивных веществ в окружающую среду, остаётся основным апробированным методом прогнозных оценок хронологии и последствий ТА. Сквозное моделирование осуществляется при помощи интегральных кодов.

В ИБРАЭ РАН с середины 1990-х годов накоплен большой практический опыт по созданию и сопровождению интегральных кодов для анализа ТА на АЭС. Анализ и систематизация накопленных знаний с учётом адаптации к особенностям ТА на ВВЭР хорошо зарекомендовавших себя зарубежных методических разработок позволяют сформулировать общий методический подход к созданию ФММ энергоблока ВВЭР.

Методический подход рассматривает создание ФММ как последовательность взаимосвязанных этапов и направлен на обеспечение наилучшей оценки (реалистического результата) на каждом этапе. В главе 1 диссертационной работы представлены этапы создания ФММ энергоблока АЭС с ВВЭР, решаемые задачи на каждом этапе её создания, связи и потоки данных между этапами создания модели, от выбора объектов моделирования до получения реалистических оценок для количественного прогноза пути протекания и последствий ТА.

Глава заканчивается выводами и постановкой задач исследования.

**Во второй главе** рассматриваются вопросы, относящиеся к первому этапу методического подхода, на котором определяется область моделирования, включающая объект моделирования, сценарии ТА и перечень процессов и явлений, возникающих в этих сценариях на объекте моделирования.

Учитывая, что энергоблок АЭС с ВВЭР – сложный объект, состоящий из большого количества структурно и функционально различающегося оборудования, систем, материалов, для установления его элементов, требующих учёта в составе ФММ, рассмотрены критерии, основанные на анализе эксплуатационных состояний, мест расположения ядерного топлива, обеспечении основных функций безопасности и учёте мер по управлению ТА.

Требования к составлению представительных перечней сценариев ТА содержатся в нормативных документах (НП-001-15, НП-006-16, РБ-001-19), но они имеют достаточно общий характер. Поэтому полнота учёта возможных состояний энергоблока при ТА в расчётном обосновании

безопасности фактически определяется экспертно, что подразумевает высокий уровень знаний и у исполнителя расчётного обоснования безопасности, и у представителя надзорного органа. Наиболее полный и системный подход к составлению перечня представительных сценариев ТА для АЭС с ВВЭР изложен в Приложении 10 РБ-150-18. Согласно этому подходу, составление окончательного перечня ТА для рассмотрения в рамках обоснования безопасности основано на анализе обобщённых деревьев событий, в результате которого охватываются все ожидаемые уровни тяжести состояния АЭС. Этот подход имеет безусловные преимущества в части практической реализации нормативных требований, однако сохраняет некоторые недостатки, для устранения которых предлагается дополнить его следующими подходами:

- учёт результатов ВАБ, поскольку они учитывают накопленный эксплуатационный опыт и конструктивную специфику энергоблоков;
- анализ опыта аварий, имевших место на структурно и технологически подобных РУ;
- анализ перечней ТА, рассматриваемых в обоснованиях безопасности зарубежных энергоблоков с РУ, подобными ВВЭР;
- учёт целей конкретной задачи безопасности.

Во второй главе изложен подход к выбору сценариев ТА, использовавшийся автором для исследования водородной взрывобезопасности при ТА. В данном контексте задачей формирования перечня ТА является поиск наихудших в отношении водородной взрывобезопасности условий. Сценарии должны определять и максимальную среднюю концентрацию водорода под ГО для оценки суммарной производительности системы удаления водорода, и максимальные локальные концентрации для определения мест размещения элементов системы удаления водорода. За основу принимается общий перечень ТА на конкретном энергоблоке ВВЭР, обычно рассматриваемый при обосновании безопасности, а в качестве критериев отбора сценариев используются параметры источников водорода:

- интегральный выход водорода под ГО;
- максимальная скорость поступления водорода под ГО;
- возможность стратификации водорода;
- разная конфигурация источников как по пространственной ориентации, так и по форме и площади сечения в области истечения, влияющая на режим истечения водорода и перемешивание в помещениях ГО;
- варианты работы спринклерной системы, влияющей на перемешивание водородных облаков;
- действия операторов, направленные на залив водой осушенных твэлов или коридора.

Сложность объекта моделирования и широкий диапазон условий, возникающих в представительных ТА, в совокупности приводят к

необходимости учёта в ФММ большого количества взаимосвязанных физических процессов разной природы. С другой стороны, не все процессы одинаково влияют на последствия ТА. Выделить наиболее важные для моделирования процессы позволяет феноменологический анализ ТА. В качестве основного инструмента анализа в работе используется методика ранжирования процессов (PIRT).

В результате адаптации этой методики для анализа ТА на ВВЭР вначале определяются феноменологические стадии ТА, которые характеризуются условиями подобия элементов моделирования, состояния барьеров безопасности, мест расположения топлива. Далее определяются границы этих стадий, и в пределах каждой стадии определяется перечень и проводится анализ возможных процессов и явлений.

В ходе развития ТА на ВВЭР от исходного события до формирования радиоактивного выброса в окружающую среду в работе определены последовательные феноменологические стадии, характеризующие состояния энергоблока и его основных элементов, места размещения облучённого топлива, тепловые и радиационные условия (рис. 2).

В результате аналитического обобщения теоретических, расчётных и экспериментальных работ, выполнявшихся применительно к ВВЭР российскими экспертами и научными группами, исследований в области безопасности реакторов PWR и BWR за рубежом, а также исследований в области ТА на ВВЭР, проводившихся в последние 15 лет автором или под его руководством в ИБРАЭ РАН, для каждой из феноменологических стадий в главе 2 выполнен анализ процессов и явлений и оценена их относительная важность и степень изученности. Для ряда процессов и явлений отмечены недостатки знаний применительно к особенностям ВВЭР, что определяет необходимость дополнительных экспериментальных исследований с целью снижения неопределённостей прогнозных оценок.

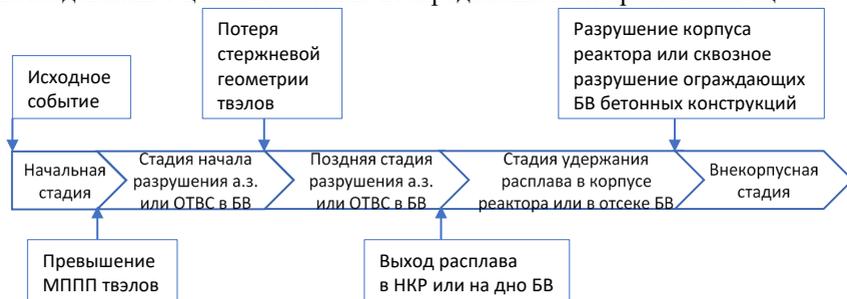


Рис. 2. Феноменологические стадии ТА на ВВЭР

**Третья глава** посвящена обоснованию выбора средства численного моделирования ТА в составе ФММ, отвечающего требуемым функциональным и прогнозным возможностям интегральных кодов и используемых в них моделей физических процессов.

С учётом тенденций развития интегральных кодов для численного анализа ТА на легководных реакторах (MELCOR, MAAP, SCDAP/RELAP, ASTEC, ICARE, ATHLET-CD, AC<sup>2</sup>) в ИБРАЭ РАН разработан интегральный код СОКРАТ. Базовые элементы АЭС, моделируемые в СОКРАТ, представлены на рис. 3 и включают:

- ТВЭЛы;
- активную зону, внутрикорпусные устройства и корпус реактора;
- первый контур РУ и системы безопасности;
- парогенератор и главный паропровод;
- герметичную оболочку;
- бетонный пол или УЛР (в зависимости от проекта ВВЭР);
- бассейн выдержки.

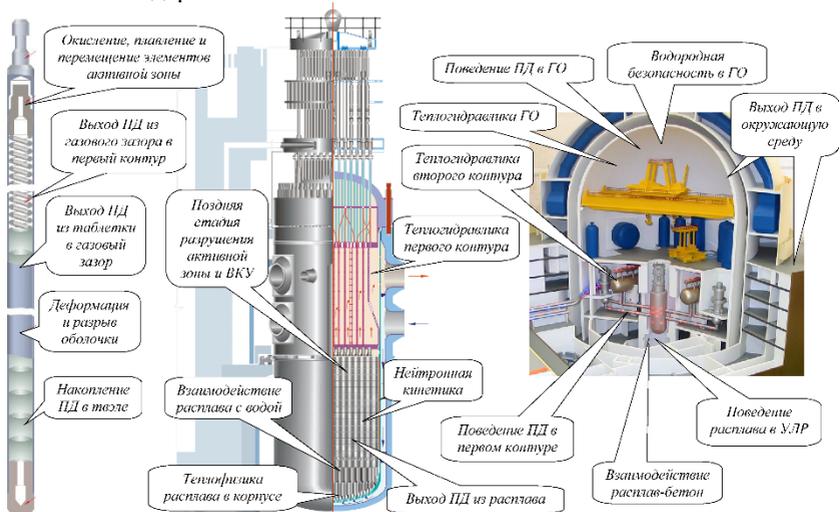


Рис. 3. Явления, моделируемые в коде СОКРАТ

Схема на рис. 4 демонстрирует модульную структуру СОКРАТ с разделением по категориям физических процессов и потоки данных между модулями, отражающие взаимное влияние процессов.

В 2010 году базовая версия V1 кода СОКРАТ была аттестована в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора для численного анализа внутрикорпусной стадии ТА на АЭС с ВВЭР. С 2011 года усилия по развитию СОКРАТ были сосредоточены на разработке и валидации усовершенствованной версии V3, которая обеспечивает моделирование следующих радиационных процессов на энергоблоках ВВЭР:

- изменение нуклидного состава топлива в течение топливной кампании и при нахождении топлива в БВ;
- изменение массовых и радиационных характеристик топлива (активность, ОТВ, массовая доля для различных групп радионуклидов);

- выход продуктов деления (ПД) и актиноидов из топлива в газовый зазор твэла, а после разрыва оболочки твэла – в первый контур РУ;
- выход ПД, актиноидов и конструкционных материалов из расплава;
- взаимодействие кориума с жертвенным материалом УЛР и с бетоном;
- отвод тепла от УЛР к системе внешнего водяного охлаждения корпуса УЛР;
- теплообмен излучением между поверхностью расплава в УЛР и тепловой защитой фланца корпуса УЛР, тепловой защитой конструкции УЛР;
- выход водяного пара, горючих газов, ПД, актиноидов и конструкционных материалов из расплава при взаимодействии кориума с жертвенным материалом УЛР и в результате взаимодействия расплава с бетоном;
- конденсация, агломерация, осаждение и перенос радиоактивных веществ;
- выход радиоактивных веществ из первого контура РУ под ГО или за его пределы в авариях с байпасированием ГО;
- конденсация, агломерация, осаждение и перенос радиоактивных веществ под ГО.

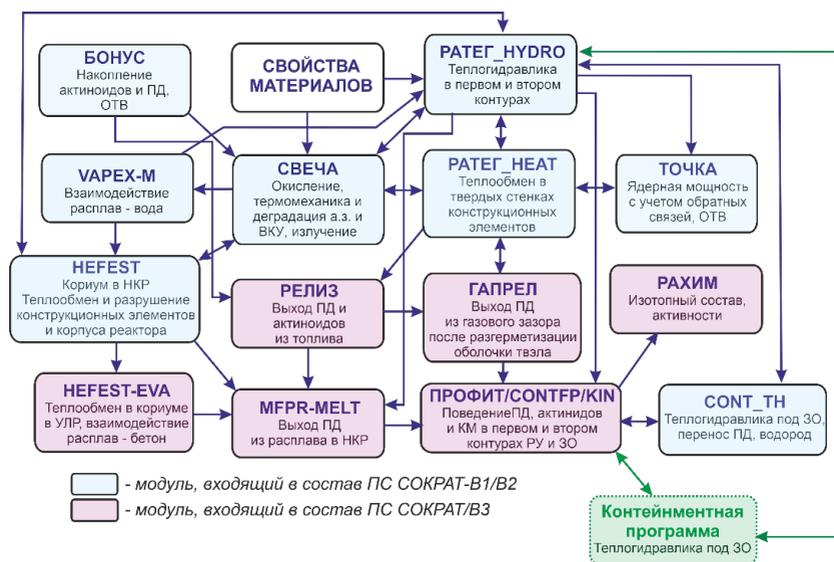


Рис. 4. Структура кода СОКРАТ/В3

Версия СОКРАТ/В3 позволяет рассчитывать состав и активность радиоактивных выбросов в окружающую среду при ТА на ВВЭР. В 2019 году она была аттестована в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора, что

позволило её использовать для обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР.

Чтобы правильно воспроизвести состояние энергоблока до начала разрушения а.з., требуется моделирование также и начальной стадии аварии. Это предполагает дополнительные требования к теплогидравлическим моделям, которые должны обеспечивать уровень точности, близкий к системным теплогидравлическим кодам (RELAP, TRACE, ATHLET, КОРСАР и др.). Для моделирования аварий без срабатывания аварийной защиты и некоторых других сценариев, характеризующихся положительными нейтронно-физическими обратными связями до разрушения а.з., ТА коды должны включать нейтронно-кинетическую модель, сопряжённую с теплогидравлическими моделями. В базовой версии СОКРАТ/В1 эти возможности либо отсутствовали, либо были сильно ограничены. Эти недостатки были устранены в версии СОКРАТ-В1/В2, которая была разработана и аттестована в 2021 г. В версию В1/В2 была также включена модель для описания теплогидравлических процессов в атмосфере ГО.

В настоящее время версия СОКРАТ/В3 включает в себя все модели СОКРАТ-В1/В2.

Важнейшим критерием применимости кода для расчётного анализа ТА на ВВЭР является учёт всех важных явлений и процессов, определённых на предыдущем этапе методического подхода. Сопоставление модельного наполнения СОКРАТ с процессами на каждой феноменологической стадии показало, что все процессы, имеющие высокую или среднюю важность и достаточный уровень знаний, учтены в коде. В табл. 1 приведен пример такого сравнения для процессов на стадии начала разрушения а.з.

Таблица 1 Модели СОКРАТ для явлений и процессов на стадии начала разрушения а.з.

Явление, процесс	Степень * важности	Уровень знаний	Модели СОКРАТ
Окисление оболочек твэлов паром	В	В/С	+
Окисление оболочек твэлов в присутствии воздуха	С	С	+/-
Наводораживание оболочек твэлов	Н	С	-
Плавление металлических элементов а.з. и ВКУ	В	В	+
Растворение UO <sub>2</sub> и ZrO <sub>2</sub> расплавом циркония	В/С	В	+
Окисление В4С	С/Н	В/С	+
Окисление стали	С	С	+
Образование низкотемпературных эвтектик	В/С	С	+

Явление, процесс	Степень * важности	Уровень знаний	Модели СОКРАТ
Образование блокад	В	В/С	+
Теплообмен излучением	В	С	+
Естественная конвекция парогазовой смеси	В	С	+
Термомеханика трубопроводов первого контура	В/С	С/Н	-
Поведение ПД	В	В/С	+

\* В – высокая, С – средняя, Н - низкая

Модельные возможности и соблюдение формальных нормативных требований обеспечивает возможность использования СОКРАТ в качестве интегрального кода в составе ФММ в области ТА для задач лицензирования энергоблоков ВВЭР.

**Четвёртая глава** посвящена методическим аспектам валидации интегральных кодов. Валидация осуществляется на тщательно подготовленном наборе представительных данных – матрицах валидации. Основой для матриц валидации являются результаты феноменологического анализа исследуемых ТА (итоги работ, описанных в главе 3). Для перечня процессов с высокой и средней важностью и достаточным уровнем знаний выполняется поиск надёжных данных, которые воспроизводят особенности этих процессов.

В главе 4 приводятся матрицы валидации кода СОКРАТ, разработанные на основе сопоставления результатов анализа феноменологии ТА на ВВЭР и накопленной базы экспериментальных исследований. Разработанные матрицы валидации охватывают все основные процессы и разделены по феноменологическим стадиям, характерным для ТА на ВВЭР. Учитывая, что матрицы валидации отражают представительные физические процессы, они могут использоваться в качестве основы для валидации любого интегрального ТА кода.

На основании анализа требований отечественной нормативной базы и опыта, накопленного при прохождении экспертиз отчётов о валидации кода СОКРАТ со стороны зарубежных заказчиков технологий ВВЭР, автором сформулированы методические и практические рекомендации к валидации интегральных ТА кодов. Методика валидации была успешно апробирована при аттестации в Ростехнадзоре двух версий кода СОКРАТ.

Первой стадией валидации является формирование основы для анализа имеющихся экспериментальных исследований конкретного процесса или явления. Целью анализа является как определение достаточности и прототипности собранных материалов для использования в виде реперных данных при валидации, так оценка их качества. Проверка качества экспериментов выполняется с точки зрения непротиворечивости

измерений, как полученных в рамках выбранного эксперимента, так и в отношении аналогичных экспериментов или хорошо известных и апробированных физических моделей. Также измерения проверяются на соответствие физике процесса, соблюдение балансов. Использование интегральных экспериментов для валидации имеет особое значение, поскольку позволяет самосогласованно проверять физические модели.

Итогом отбора наиболее подходящих для валидации экспериментов является описание явлений, изучаемых в валидационной задаче, а также обоснование соответствия условий в выбранных экспериментах прототипным условиям в ходе ТА. Также должны быть рассмотрены вопросы масштабирования эксперимента относительно энергоблока АЭС или его элемента.

Следующим шагом является описание выбранной экспериментальной установки и измерений, в том числе приводятся данные о схеме установки, оснащении средствами измерения, источниках неопределенностей измерений и о сценарии эксперимента. При описании установки основное внимание уделяется той её части, в которой происходят исследуемые процессы и которая, таким образом, должна моделироваться в расчёте. Некоторые эксперименты фактически являются интегральными, но из-за недостаточного измерительного оснащения или отсутствия данных о всей установке используются для исследования отдельного явления. В этих случаях немоделируемые элементы заменяются граничными условиями согласно измерениям.

Важнейшей информацией об эксперименте являются источники неопределённости измерений. При использовании измерений для валидации интегрального кода следует стремиться к учёту всех составляющих их неопределённости – инструментальной, случайной и методической.

Описание средств измерения важно для валидации с точки зрения правильного учёта в расчётной модели всех факторов, влияющих на измерение. Например, из-за технологических ограничений в экспериментах с заливом перегретых имитаторов твэлов измерение концентрации водорода производится на удалении от рабочего участка. Это может приводить к запаздыванию времени регистрации начала образования или изменения скорости образования водорода в рабочем участке относительно реального времени этих событий. Поэтому расчётная модель должна учитывать транспортное время от рабочего участка до точки измерения.

Данные о неопределённости измерений не всегда приводятся в описании экспериментов, в таких случаях они должны оцениваться и обосновываться автором расчётов самостоятельно. В главе 4 приводятся рекомендации по учёту случайных и систематических эффектов при оценке неопределённости измерений температуры.

Важное значение имеет учет методики измерений в расчётах. Так, если исследуемый параметр определялся в эксперименте опосредованно через

измерения других величин, то и в расчётах этого эксперимента следует по возможности воспроизводить эти оценки. Использование различных формул в эксперименте и в расчёте может вносить дополнительную неопределённость в результаты валидации.

Как показывает опыт валидации, качество расчётного воспроизведения экспериментальных данных может сильно зависеть от полноты информации о сценарии эксперимента, т.е. о последовательности стадий, событий и действий экспериментаторов в ходе эксперимента. В первую очередь, это относится к той части эксперимента, которая используется для валидации. Но и подготовительные стадии (прогрев, продувка, выход на рабочие параметры и т.д.) также в ряде случаев имеют значение для результатов валидации. Например, в экспериментах с исследованием высокотемпературного окисления циркониевых оболочек водяным паром стадия нагрева и охлаждения образца может занимать время, достаточное для дополнительного окисления. Поэтому неучёт этих стадий может привести к недооценке привеса оболочки в расчёте. При выполнении валидационных расчётов неполнота информации об измерении должна учитываться в рамках АН.

Часто фактический сценарий проведённого эксперимента так или иначе отличается от запланированного сценария, особенно это характерно для интегральных экспериментов. В ходе эксперимента могут происходить непредвиденные отказы систем, разрушение конструктивных элементов, неконтролируемая эскалация температуры, и т.д. Эти события оказывают влияние на ход эксперимента и на его результаты, поэтому должны учитываться в расчётах. Если их учёт невозможен или не имеет смысла, такой эксперимент или только его неудавшаяся стадия не должны использоваться для валидации. Однако если имеющиеся данные позволяют учесть произошедшее отклонение от сценария в расчётной модели и не меняют физическую суть исследуемых процессов, полученные экспериментальные данные целесообразно использовать для валидации, особенно учитывая уникальность интегральных экспериментов в прототипных условиях ТА.

Обычно сценарии экспериментов подбираются таким образом, чтобы воспроизвести сценарий аварии на РУ. Поскольку сценарий представляет собой фактор прототипности эксперимента, при выборе эксперимента для валидации необходимо понимать, чем именно был обусловлен его сценарий. Часто экспериментаторы ограничены в возможностях обеспечения на установке ожидаемых при ТА условий и соблюдения одновременно всех условий подобия. Поэтому неизбежны отклонения от прототипности. Необходимо анализировать прототипность конкретного сценария эксперимента наряду с используемыми в нём материалами относительно условий ТА на ВВЭР.

На третьем этапе валидации разрабатывается и описывается расчётная модель экспериментальной установки или её части. Расчётная модель

включает нодализационные схемы, начальные и граничные условия, заданные свойства материалов, параметры физической модели, параметры численной модели.

Описание нодализационной схемы должно продемонстрировать её соответствие основным особенностям экспериментальной установки и наблюдавшимся на ней процессам и явлениям. Случаи упрощений, косвенного учёта реальной геометрии, использования специальных возможностей интегрального кода и т.п. должны быть описаны явно, а их необходимость и применимость должны быть обоснованы.

Должно быть продемонстрировано соответствие начальных и граничных условий, использованных в расчётах, условиям в эксперименте. Если граничное условие в расчёте изменено относительно измеренного параметра, необходимо привести соответствующие обоснования. Для валидации следует использовать только такие эксперименты, в которых имеются полные данные о начальных и граничных условиях или такие данные могут быть восстановлены достаточно надёжно по косвенным признакам. В противном случае, если одно из начальных или граничных условий неизвестно и подбирается в расчёте из условия воспроизведения измеряемого параметра, сопоставление расчётных и измеренных величин теряет смысл, т.к. фактически решается другая задача. Такие эксперименты не являются основной для валидации.

Ещё одним важным атрибутом расчётной модели являются параметры физических моделей, задаваемые в расчётах. Любая, даже механистическая модель физического процесса включает в себя ряд параметров. В расчётах могут использоваться значения параметров, зафиксированные в интегральном коде, но также могут использоваться свободные параметры, значения которых могут задаваться пользователем в расчётной модели. Методически неприемлемо использование в валидационных задачах одних значений параметров, а при решении реакторных задач, в которых проявляются те же явления, что в экспериментах, и в тех же условиях, – других значений, поскольку в этом случае результаты валидации не могут применяться к результатам реакторных расчётов. По этой же причине при валидации физической модели на разных экспериментах, где проявляется одинаковый процесс, должны использоваться одинаковые значения параметров модели. Такой подход позволяет зафиксировать внутри кода большое количество значений параметров и не вносить дополнительную неопределённость в расчёты ТА.

Последнюю характеристику расчётной модели составляют параметры численной модели. К этим параметрам относится, прежде всего, системный шаг интегрирования и частота синхронизации данных между модулями. В расчётах пользователем обычно задаётся максимально допустимое значение шага интегрирования. Иногда максимальное значение шага включается в перечень варьируемых параметров с целью продемонстрировать отсутствие чувствительности решения к шагу по

времени или, в противном случае, оценить соответствующую неопределённость результата.

На четвёртой стадии валидации выполняется так называемый «референтный» расчёт – расчёт с использованием номинальных значений входных параметров. Цель референтного расчёта заключается в решении следующих основных задач:

- отладка расчётной модели перед вариантными расчётами;
- анализ соответствия расчётных и экспериментальных данных и выделение характерных феноменологических окон (в ситуациях, когда на разных стадиях эксперимента в расчёте наблюдается существенно различающееся качество воспроизведения измерений, такой подход позволяет отделить проблемные стадии от стадий, где согласие с экспериментом хорошее);
- оценка времени расчёта одного варианта (для определения трудозатрат на последующие вариантные расчёты);
- в совокупности, по полученным результатам – оценка полезности рассматриваемого эксперимента для общей валидации интегрального кода (возможно, полученные результаты для одного из однотипных экспериментов демонстрируют большое отклонение от измерений, и требуется либо корректировка физической модели, либо замена эксперимента).

Перед приведением результатов референтного расчёта должны быть чётко обозначены результирующие параметры, являющиеся целью валидации.

Результаты референтного расчёта представляются в графическом и/или табличном виде вместе с данными измерений и сопровождаются анализом. Экспериментальные значения должны сопровождаться планками неопределённости, для которых должно быть указано, какому стандартному отклонению или какому разбросу измерений они соответствуют.

Тренды в изменении значений параметров во времени, локальные особенности в поведении результирующих параметров должны быть прокомментированы в тексте с демонстрацией их соответствия физике процесса. В частности, в расчётах интегральных экспериментов должно быть продемонстрировано взаимное влияние процессов. Специально должны быть проанализированы в тексте качественные и количественные различия между результатами расчётов и экспериментальными данными. Метрикой сравнения результатов референтного расчёта с экспериментальными данными является относительное или абсолютное отклонение расчётных значений от измеренных.

Следующий, пятый этап валидации – оценка погрешностей и неопределённости кода. Выбор метода оценки погрешностей и неопределённости определяется целями и задачами АН результатов расчетов ТА, которые планируется выполнить с помощью этого кода. То

есть уже на этапе валидации необходимо разработать подход к АН в расчетах ТА и определить, как результаты АН и погрешностей кода будут учитываться при его использовании в расчётах ТА.

Например, в подходе GRS целью АН для ТА является определение границ толерантного интервала для значений параметров, важных для безопасности. В качестве метода АН для ТА используется трансформирование (распространение) неопределенностей через интегральный код. Здесь роль АН при валидации кода состоит в установлении перечня входных параметров и их неопределенностей в виде функций плотности вероятности (ФПВ). Результатом валидации на экспериментальных данных является толерантный интервал выходного параметра, причем валидация считается успешной, если границы толерантного интервала охватывают измерения. В противном случае выполняется корректировка перечня неопределенных параметров и/или их ФПВ. Перечень входных параметров и их ФПВ, установленные в ходе валидации, далее используются при АН расчётов ТА. Таким образом, они характеризуют и транслируют прогнозные возможности кода непосредственно в результаты расчета ТА.

Для ФММ, основанных на использовании кода СОКРАТ, предлагается другая методика АН. В этой методике цель АН для ТА заключается в получении не толерантного интервала, а *среднего* значения параметра, важного для безопасности (этот вопрос более подробно обсуждается в главе 6). Основная роль АН при валидации кода состоит в оценке погрешности расчета этого параметра, обусловленной допущениями, используемыми при разработке математических моделей физических процессов («модельной погрешности»). Модельная погрешность далее используется как поправка к результатам расчетов ТА. В рамках этого же подхода проводится оценка погрешностей отдельных моделей кода с целью их квалификации.

При валидации интегрального кода СОКРАТ был апробирован подход к анализу погрешности на основе идей, представленных в стандарте ASME V&V20. Результатом валидации является оценка модельной погрешности  $\bar{E}$  и неопределенности  $u_{val}$ , связанной с этой оценкой. Модельная погрешность оценивается как среднее отклонение расчетных значений от реперных значений (измерений). В значении  $u_{val}$  учитываются неопределенности, связанные с измерениями, с результатами расчетов (из-за неопределенностей входных данных), а также с дискретизацией системы уравнений. Для определения составляющей  $u_{val}$ , связанной с неопределенностями входных данных, выполняется трансформация неопределенностей входных данных в неопределенности выходных параметров при проведении расчётов по коду СОКРАТ с использованием метода Монте-Карло. Использованный подход был апробирован при аттестации версий СОКРАТ и вошёл в Приложение 4 РБ-166-20.

Большой объём статистических данных, полученных в результате выполнения многовариантных расчётов эксперимента в рамках анализа погрешности и неопределённости, позволяет также выполнить анализ чувствительности целевого параметра к входным параметрам. Целью этого анализа является проверка соответствия отклика, который демонстрирует модель при возмущении входных параметров, физике процесса. Второй функцией анализа чувствительности является выявление параметров, которые оказывают наибольшее влияние на результат.

Заключительной стадией валидации являются выводы о возможностях и ограничениях программы для ЭВМ. По результатам выполненных исследований делается качественная оценка возможности интегрального кода моделировать рассмотренные процессы и их взаимное влияние, а также кратко указывается область определяющих параметров. Специально выделяются условия, при которых модели интегрального кода демонстрируют тенденции к заметной переоценке или недооценке экспериментальных данных, указывается количественное выражение этих отклонений в виде оценённых погрешностей. Должны быть проанализированы причины отклонений и даны рекомендации для их уменьшения. Для получения итоговой количественной оценки модельной погрешности и её неопределённости проводится статистический анализ соответствующих метрик, полученных при валидации однотипных экспериментов.

При наличии результатов валидации, полученных на однотипных экспериментах, результаты сопоставляются друг с другом. Представляет интерес сопоставление погрешностей, полученных при моделировании интегральных экспериментов, с результатами валидации на экспериментах по исследованию отдельных явлений. В случае выявления противоречий между результатами должны быть определены их возможные причины.

Следует привести информацию, какой вид неопределённости вносит наибольший вклад в неопределённость валидации  $u_{val}$ . Это позволяет определить пути снижения общей неопределённости валидации. В случае преобладающей роли неопределённости измерений в общей неопределённости валидации возможным решением является поиск или проведение экспериментов с более качественными измерениями.

Также на этой стадии следует сформулировать, какие практически важные уроки были извлечены из результатов валидации и какие рекомендации могут быть даны пользователю для учёта результатов валидации в расчётах ТА на ВВЭР.

По результатам валидации можно выделить важные феноменологические факты, которые следует учитывать при моделировании ТА, в том числе при разработке мер по управлению ТА. Например:

- влияние толстой оксидной плёнки на поверхности оболочек твэлов на удержание расплава внутри твэла и на генерацию водорода;

– влияние подачи воды в верхнюю часть ТВС, разогретой до 2000 °С, на эскалацию температур, масштабное разрушение твэлов и выход дополнительной массы водорода.

Выявленные при валидации феноменологические особенности могут не учитываться непосредственно внутри физических моделей кода, и для их учёта требуется использование инженерных подходов. Если при валидации была продемонстрирована такая возможность путём использования базовых средств интегрального кода, необходимо отдельно привести рекомендации по переносу этой возможности с моделирования экспериментов на моделирование ТА.

Важным результатом является выбор оптимальной нодализации для корректного моделирования физических процессов и учёта феноменологических особенностей, проявившихся в экспериментах и воспроизведённых при валидации интегрального кода.

На основе анализа чувствительности определяются параметры, которые могут определять точность прогнозной оценки для целевого параметра безопасности в реакторных расчётах.

**В пятой главе** приводятся рекомендации по обеспечению соответствия разрабатываемых расчётных моделей (нодализационных схем) элементов энергоблока его конструктивным и проектным особенностям с целью обеспечения реалистичного прогноза при моделировании ТА. Соответствующая методика, называемая квалификацией расчётных моделей, широко используется для расчётов проектных аварий. В данной работе она адаптирована к задаче подготовки расчётных моделей для ТА кодов на примере кода СОКРАТ. Квалификация позволяет выявлять ошибки при переносе проектно-конструкторских данных в ФММ, актуализировать расчётные модели при модернизации энергоблока, упрощает использование ФММ разными пользователями и т.д.

Рекомендации по квалификации расчётных моделей энергоблоков ВВЭР приводятся с акцентом на задачи моделирования ТА, поэтому учитывают рассмотренные сценарии ТА, феноменологию ТА (глава 2) и особенности интегрального кода (глава 3). Квалификация затрагивает расчёты накопления ПД и актиноидов в топливе в течение топливной кампании и последующей выдержки в стояночных режимах, теплогидравлических процессов в первом и втором контурах РУ, а также в БВ и под ГО, тепловых процессов в ванне расплава и в стенках элементов и конструкций (включая корпус реактора, бетонное основание), в УЛР.

Для квалификации теплогидравлической части расчётной модели рекомендуется метод секущих плоскостей. Для некоторых сложных участков РУ ВВЭР, таких как зона входных патрубков, НКР в области днищ шахты и корпуса реактора, байпас а.з., нижняя дистанционирующая решетка а.з. и т.д., в главе 5 приведены практические примеры квалификации с обсуждением особенностей, на которые следует обращать

внимание. Также указаны проектные характеристики, которые требуется сохранять в расчётной модели применительно к расчёту всех стадий ТА.

Вследствие модульной структуры интегральных ТА кодов возможно пересечение расчётных областей, учитываемых в разных модулях (например, металлоконструкции в области над нижней решёткой а.з. и под ней могут использоваться в модели а.з. и в модели НКР, вода в БВ может учитываться в модели ГО и в модели БВ). Поэтому важно проверять отсутствие двойного учёта этих областей в расчётной модели.

Квалификация также предполагает обеспечение и проверку воспроизведения физики процесса с учётом конструктивных особенностей объекта моделирования и экспериментальных наблюдений. Например, для учета циркуляции котловой воды в области трубного пучка в процессе осушения ПГ для интегральных ТА кодов рекомендуется квази-двумерное приближение нодализационной схемы, с выделением участка подъёмного движения и участка опускного движения и предусмотрением поперечных связей между ячейками подъёмного и опускного участков в пределах трубного пучка.

Аналогично, учитывая наличие в отсеках БВ обогреваемых каналов с отработавшими ТВС и пустых (незанятых) каналов, а также физическое разделение потоков теплоносителя в этих каналах чехлами стеллажей и значительную высоту чехлов, можно ожидать формирование в отсеках естественных контуров циркуляции воды или пароводяной смеси. Для моделирования таких потоков в расчётной схеме необходимо выделять подъёмный и опускной участки, соединённые снизу и сверху. Схемы разделения каналов в стеллажах и пространства вдоль облицовки отсеков на подъёмный и опускной каналы выбираются пользователем, но они должны быть проверены на прототипных экспериментах. Применительно к БВ ВВЭР экспериментальные данные о структуре течения теплоносителя на разных стадиях аварии пока отсутствуют. Для однофазных течений альтернативным источником являются расчёты по CFD кодам.

Квалификация конечно-элементных многомерных моделей (нижней части корпуса реактора, УЛР, бетонной шахты и бетонной конструкции БВ) включает проверку правильного учёта проектных данных в расчётной сетке (сохранение площади боковой поверхности стенок, свободного объёма, массы и т.д.) и соблюдения общих правил построения конечно-элементных сеток. Также в этих моделях важно проверять соответствие заданных узлов граничных элементов поверхностям, на которых происходит теплообмен стенок с теплоносителем. В ходе расчёта необходимо проверять баланс массы и энергии расплава, выходящего из корпуса реактора и поступающего в УЛР.

В коде СОКРАТ условия охлаждения корпуса УЛР при поступлении воды в бетонную шахту реактора, а также условия охлаждения поверхности расплава при подаче воды внутрь корпуса УЛР определяются самосогласованно, поскольку модель УЛР сопряжена с моделью контурной

теплогидравлики. В свою очередь, теплогидравлические контуры сопряжены с расчётными ячейками схемы ГО и подпитываются конденсатом со стен. Таким образом, формируется замкнутая система, в которой должен сохраняться баланс массы и энергии. Квалификация расчётной схемы подразумевает проверку этого баланса.

В рамках квалификации расчётных моделей должен проверяться правильный учёт проектных данных о массе и составе конструкций, прямо или косвенно взаимодействующих с расплавом. Так, сохранение массы опор ТВС обеспечивает корректное моделирование доли стали в расплаве в НКР, что важно для расчёта возможности расслоения расплава, максимальной величины теплового потока на корпус и энтальпии расплава. Аналогично, при моделировании бетонной шахты следует сохранять проектную массу закладных деталей и арматуры, поскольку они переходят в расплав в процессе абляции бетона и участвуют в окислительных процессах, вызывающих образование горючих газов.

Квалификация разработанной расчётной модели энергоблока ВВЭР должна включать сравнение расчетных параметров стационарного состояния с номинальными параметрами РУ и БВ. Допустимость величины отклонений расчётных значений от проектных определяется целями конкретного расчёта, но следует стремиться к тому, чтобы отклонение не выходило за границы неопределенности проектных значений.

Поскольку, как будет показано далее, в рамках реалистического подхода выполняются многовариантные расчёты ТА, в которых некоторые начальные и граничные параметры РУ и БВ варьируются в пределах неопределенности измерений, квалификация расчётной модели должна предусматривать автоматическое установление стационарного состояния в соответствии с заданными проектными параметрами. Для этого рекомендуется использовать пропорционально-интегральные регуляторы. При этом устойчивость работы регуляторов также требуется проверять в варьируемом диапазоне значений номинальных параметров.

Важным этапом квалификации является использование данных с АЭС, поскольку это обеспечивает интегральную проверку расчётной модели в нестационарных условиях. В качестве примера в главе 5 приведены результаты моделирования инцидента, произошедшего в 1996 г. на энергоблоке 1 Калининской АЭС вследствие отрыва тарелки обратного клапана и сопровождавшегося резким снижением расхода питательной воды в ПГ4. Полная прототипность и масштаб, наблюдавшиеся явления и объём измерений позволяют использовать этот инцидент для квалификации нодализационных схем, используемых в расчётах ТА. В частности, данные измерений позволили проверить в составе единого расчёта корректность работы моделей ПГ, КД, главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ), автоматики систем и оборудования, точечной кинетики. Квалификация на данных этого инцидента показала, что в сценариях аварий, где важную роль играет точность моделирования



В настоящее время позиция надзорных органов и МАГАТЭ в отношении того, следует ли учитывать неопределенность расчетов ТА при сравнении с установленными приемочными критериями, четко не определена. Учёт этой неопределенности на уровне проекта АЭС означает учёт результатов, характеризуемых низкой вероятностью, который может потребовать разработки дополнительных систем безопасности. Проектирование систем безопасности на маловероятные расчётные условия при низкой вероятности самой ТА, в которой складываются эти условия, сопряжено с серьёзными экономическими затратами при строительстве АЭС. Поэтому целью реалистических расчетов ТА в данной работе считается получение именно среднего значения.

Особенностью реалистического анализа при ТА являются ограниченные возможности проведения АН в том объёме, который принят для проектных аварий. Ограничения обусловлены сложностью и малой изученностью некоторых процессов (разрушение корпуса реактора и вытекание расплава, охлаждение водой расплава на бетонном основании, свойства материалов, поведение оборудования и систем безопасности в условиях ТА и т.д.), а также недостатками экспериментальных данных. В таких случаях современные мировые подходы рекомендуют дополнять АН анализом чувствительности для демонстрации устойчивости результатов и выводов по ТА.

В соответствии с опытом исследований ИБРАЭ РАН по этой теме, АН и анализ чувствительности при ТА позволяют решить следующие задачи:

- определение расчёта, соответствующего наилучшей оценке результата моделирования;
- определение неопределённости результатов, характеризующей уровень знаний;
- проверка референтного (без отклонения параметров) расчёта на соответствие наилучшей оценке, определяемой по среднему из выборки результатов АН;
- формирование выборки для выполнения анализа чувствительности результатов к конкретным входным параметрам;
- проверка отсутствия пороговых эффектов в результатах.

Степень разброса (стандартная неопределённость) результатов моделирования, и особенно наличие пороговых эффектов в результатах, фактически определяют направления необходимых исследований с целью совершенствования как физических моделей, так и экспериментальных знаний о процессах и явлениях.

Каждая из составляющих ФММ энергоблока вносит свой вклад в неопределенность результатов расчета ТА. Для определения характеристик неопределённости рассчитываемых параметров существуют два основных метода, разработанных и апробированных для проектных аварий: метод экстраполяции (УМАЕ) и метод трансформирования (распространения). Метод экстраполяции предполагает использование результатов валидации

интегрального кода на интегральных стендах разного масштаба. Ввиду ограниченной экспериментальной базы для ТА он неприменим. Метод трансформирования предполагает определение для каждого из входных неопределённых параметров диапазона неопределённости и ФПВ. Трансформация входных неопределённостей в выходные производится посредством случайного выбора значений из набора ФПВ и выполнения соответствующего числа вариантных расчётов. Такой способ трансформирования позволяет в достаточной мере учесть особенности рассматриваемых ФММ в области ТА.

Поскольку начальными данными в методе трансформирования являются перечень и характеристики входных неопределённых параметров ФММ, в главе 6 рассматриваются особенности учета различных типов неопределённостей на примере выполнения АН ТА с помощью кода СОКРАТ.

Первый тип неопределенности в расчетах ТА составляют свободные (нефиксированные) параметры моделей и свойства материалов в составе интегрального кода. При валидации кода СОКРАТ для значительной части модельных параметров (например, характерная скорость стекания капли или ручья расплава по поверхности твэла, температура начала высокотемпературного окисления, температура разрушения оксидного слоя и т.п.) и свойств материалов а.з. и ВКУ используются значения, зафиксированные внутри кода (глава 4). Эти значения устанавливаются в коде СОКРАТ по результатам моделирования ограниченного набора экспериментов и далее «замораживаются», т.е. не изменяются при расчёте всех валидационных задач. Таким образом, они не выводятся в файл входных данных расчётной модели и не могут изменяться пользователем в отличие от, например, кода MELCOR, где все параметры являются свободными и поэтому подлежат варьированию в рамках АН реакторных расчётов. Неопределенность «замороженных» параметров и свойств в коде СОКРАТ фактически учитывается в погрешности модели, устанавливаемой в ходе валидации кода, поскольку погрешность определяется путём моделирования всех экспериментов с использованием фиксированных значений. Более того, изменение значений этих параметров в расчетах ТА может приводить к нефизичным результатам. Поэтому данные модельные параметры не могут варьироваться в рамках АН для ТА. Допускается варьирование только тех модельных параметров и свойств, значения которых не были заморожены на этапе валидации.

Второй тип неопределённостей – неопределенности, связанные с нодализацией и построением расчётной модели энергоблока, включая выбор шага интегрирования. Они также частично учитываются на стадии валидации. Некоторые задачи валидации решаются на разных расчётных сетках, демонстрируется сходимость решения, а соответствующая неопределённость результата учитывается при оценке погрешности модели. Если на этапе валидации эта задача не решалась, она может быть

выполнена в рамках реакторного расчёта – например, на этапе квалификации расчётной модели.

Также к этому типу неопределённостей относятся неточности исходных данных, относящихся к геометрии моделируемого объекта, начальным условиям и сценарию моделируемого режима. Если под сценарием понимается хронология событий в ходе ТА, то в случае использования интегральных кодов улучшенной оценки она является результатом расчёта и варьированию не подлежит, поскольку предполагается, что анализ ТА выполняется для реалистического сценария. Возможны, однако, аварии, в которых формируются альтернативные ветви развития, и в силу недостаточности знаний о процессах, вызвавших это ветвление, сложно выбрать конкретную ветвь в качестве реалистичной. В этом случае альтернативные сценарии должны анализироваться по отдельности, поскольку их совмещение в одном АН может привести к качественно разным последствиям ТА (от большого аварийного выброса до отсутствия значимого выброса).

К третьему типу неопределённостей относятся случайные события, такие как отказы оборудования и ошибки персонала. Применительно к детерминистическому анализу ТА неопределённости сценария в смысле совокупности исходного события, отказов и действий оператора выходят за рамки АН результатов расчета для этого сценария. Соответствующие варианты сценариев должны рассматриваться при составлении представительного перечня ТА. Возможные ветвления в пределах альтернативных комбинаций учитываются на стадии формирования представительных сценариев для анализа (например, на стадии ВАБ-1).

Последний тип неопределённостей связан с работой систем управления для поддержания режимных параметров РУ и с технологическим разбросом размеров и массы элементов и оборудования РУ. При расчётах ТА эти неопределённости не имеют особенностей и учитываются так же, как при расчётах других аварий.

#### ***Обоснование перечня и характеристик неопределённых параметров***

Использование метода трансформирования для АН ТА предполагает варьирование свободных параметров моделей. Заимствование перечня неопределённых параметров и их характеристик, использованных при моделировании ТА с помощью одного интегрального кода (например, MELCOR), для АН с использованием другого кода (СОКРАТ) недопустимо. Это объясняется тем, что в разных кодах используются разные модели и применяются разные подходы к валидации. Поэтому наборы неопределённых параметров, диапазоны варьирования, ФПВ должны разрабатываться и обосновываться для каждого кода в отдельности. Однако во всех случаях важнейшей задачей АН является обоснование выбранного перечня и характеристик варьирования. Для обоснования диапазона варьирования и ФПВ требуются количественные оценки, предполагающие специальные исследования.

Как было отмечено выше, в коде СОКРАТ большая часть параметров моделей фиксирована, т.е. они не являются неопределенными, а установленные погрешности моделирования результирующих параметров, важных для безопасности, связаны в том числе с определением этих конкретных значений. В качестве примера можно привести характерную скорость стекания расплава по твэлу как фиксированный параметр и связанную с ней погрешность генерации водорода, установленную для режимов с плавлением. Но для свободных параметров моделей обоснование диапазонов варьирования и ФПВ необходимо.

В главе 6 приводятся примеры использования проектных и открытых данных для обоснования диапазонов варьирования и ФПВ для ряда неопределенных входных величин на основании опыта АН ТА на АЭС с ВВЭР.

Обоснование неопределённости модельных параметров выполняется на основе прототипных экспериментальных данных или поддерживающих автономных расчётов, с учётом конструктивных особенностей энергоблока и данных о взаимодействии материалов. К таким параметрам относятся, например, температура разрушения нижней дистанционирующей решётки а.з., температура потери устойчивости ТВС, диаметр струи стекающего расплава, и т.д.

Для АН применительно к процессу взаимодействия расплава с бетоном на внекорпусной стадии ТА и в БВ приведены цель и примеры обоснования неопределённости состава, свойств бетона (температура абляции, плотность, теплопроводность и теплоёмкость), а также его армирования, с использованием аналитических оценок, открытых конструкционных данных, ГОСТов и данных экспериментальных исследований по бетонам-аналогам.

### ***Особенности обработки результатов анализа неопределённости для ТА***

Опыт АН результатов моделирования ТА на РУ ВВЭР показывает, что на стадии статистической обработки полученной выборки не всегда применимо прямое осреднение результатов расчетов для определения наилучшей оценки результата. Здесь требуется дополнительный анализ, определяемый целевой функцией расчета. В качестве примера на рис. 6 показаны результаты АН для массы водорода, вышедшей под ГО через гильотинный разрыв соединительного трубопровода КД в ходе ТА на РУ ВВЭР-1000. Базовый, или референтный, расчёт показан на рисунке синей кривой. В рамках АН из перечня неопределенных входных параметров с учетом их ФПВ была сгенерирована выборка методом Монте-Карло и выполнено 100 расчетов. Результаты АН графически представлены временной зависимостью для среднего значения рассчитываемой массы водорода (красная кривая) и стандартной неопределенностью, изображенной в виде вертикальных планок. Серые кривые, представляющие результаты отдельных расчетов, демонстрируют

относительно узкий разброс результатов, как по величине, так и по времени, с тремя характерными стадиями образования водорода в каждом вариантном расчёте (0 – 100 кг, 100 – 150 кг, 150 – 500 кг). Среднее значение интегрального выхода водорода к концу внутрикорпусной стадии (6600 с) хорошо согласуется с референтным расчетом, отличия составляют 10 кг при полной массе 400 кг, т.е. не более 4 %.

Если анализируется скорость выхода водорода, наибольший интерес представляет третья стадия, соответствующая доокислению остатков а.з. паром, образующимся при поступлении первых порций горячего расплава в опоры ТВС, заполненные водой. На этой стадии образуется интенсивный источник водорода в ГО, который может превышать скорость его удаления в пассивных автокаталитических рекомбинаторах водорода. Однако ввиду того, что результаты вариантных расчётов смещены по времени, и величины выброса водорода на третьей стадии немного отличаются, прямое осреднение всей совокупности вариантов (красная кривая) приводит к более равномерному поступлению водорода под ГО на третьей стадии. Поэтому для реалистичной оценки максимальной скорости выхода водорода и длительности этой стадии простое осреднение выборки результатов для массы водорода не приводит к наилучшей оценке, и требуется дополнительный анализ результатов. В частности, в данном случае возможным решением является осреднение выборки скоростей выхода водорода.

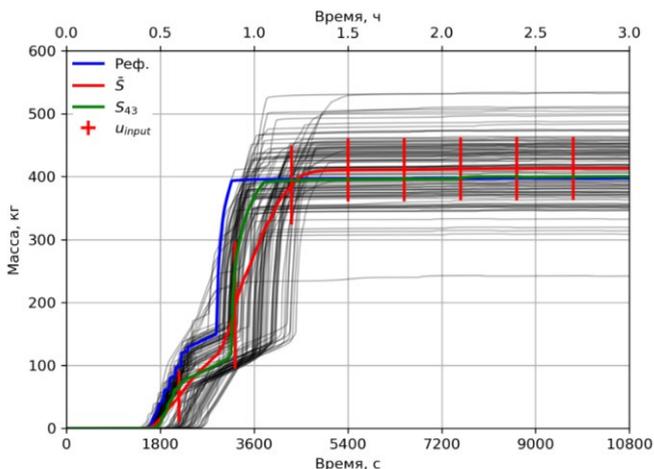


Рис. 6 Масса водорода, вышедшего под ГО в ТА с гильотинным разрывом соединительного трубопровода КД и полным обесточиванием РУ ВВЭР-1000

В ряде практических приложений ФММ возникает необходимость подготовки исходных данных для передачи и последующих расчетов по

другому коду – например, в рассмотренной задаче источники пароводородной смеси из первого контура могут передаваться в качестве исходных данных для CFD-расчётов распределения водорода под ГО. Здесь важной задачей является подготовка согласованного набора данных. При прямом осреднении необходимых результирующих параметров (например, интеграла расхода водяного пара или воды через разрыв, температуры выбрасываемого газа и т.д.) будет сформирован набор отдельных результатов. В общем случае референтный вариант расчета должен быть близок к среднему варианту. Сравнение референтного варианта с полученным средним позволяет подтвердить правильность выбора начальных и граничных условий и параметров моделей. В случае сильного расхождения референтного расчёта с результатом осреднения вариантных расчетов параметры моделей, начальные и граничные условия могут потребовать уточнения.

На рис. 6 в качестве расчёта, наиболее близкого к средним значениям множества определяющих результатов, определён расчёт №43. Результаты этого расчета обладают минимальным относительным среднеквадратическим отклонением от среднего расчета по всем исследуемым параметрам источника под ГО (не только по интегральному выходу  $H_2$ ).

В соответствии с методикой АН для кода СОКРАТ (описана в РБ-166-20), для учета погрешности, обеспечиваемой интегральным кодом, в полученные результаты необходимо внести поправку. Эта процедура включает корректировку наилучшей оценки по набору расчетов из АН с учётом величины и знака систематической составляющей погрешности модели  $\bar{E}$ , указанной в аттестационном паспорте кода (применительно к рис. 6 – погрешности интегральной массы водорода). Также выполняется корректировка величины неопределённости наилучшей оценки с учётом случайной составляющей погрешности модели  $u_{val}$ , также указанной в аттестационном паспорте.

### ***Анализ неопределённости как инструмент поиска пороговых эффектов***

Важной функцией АН является возможность обнаружения пороговых эффектов в расчёте отдельного сценария ТА. Согласно НП-001-15, под пороговым эффектом понимается «существенное скачкообразное ухудшение безопасности АС (блока АС), вызванное небольшими изменениями параметров». Применительно к ТА под пороговыми эффектами можно понимать такие отклонения в развитии аварии, которые приводят к существенным изменениям последствий аварии.

В главе 6 рассмотрен пороговый эффект, обнаруженный в расчётах ТА на ВВЭР с потерей теплоотвода ко второму контуру и плотным первым контуром. В таких авариях разрушение а.з. происходит при высоком давлении, определяемом уставками открытия и закрытия ИПУ КД. С другой стороны, давление под ГО близко к атмосферному, поскольку

выброс теплоносителя из первого контура также ограничен периодическим открытием ИПУ КД. В зависимости от сценария давление в ПГ по второму контуру находится в диапазоне 0,1...8 МПа. Таким образом, перепад давления на стенках первого контура составляет 8–16 МПа. По мере разогрева и начала разрушения а.з. в петле ГЦТ начинает поступать парогазовая смесь, имеющая температуру ~1500 К. Она вызывает нагрев горячих патрубков петель ГЦТ, соединительного трубопровода КД и теплообменных трубок ПГ (в петле ГЦТ с осушенным гидрозатвором холодной нитки). Поскольку с увеличением температуры прочностные свойства стали падают, в некоторой области ГЦТ может произойти разрыв трубопровода.

Пороговый эффект в данном классе аварий связан с местом образования течи. При разрыве горячего патрубка или соединительного трубопровода истечение парогазовой смеси из первого контура направлено под ГО, и ГО ещё длительное время может выполнять свою функцию, ограничивая выход радиоактивности в окружающую среду утечкой через проектную неплотность ГО. Эти варианты разрыва можно считать близкими по радиационным последствиям.

Напротив, при разрыве теплообменных трубок ПГ радиоактивные материалы переносятся парогазовой средой во второй контур и далее выбрасываются через разрыв паропровода или паросбросные устройства в окружающую среду, байпасируя ГО. Это приводит к существенно более раннему радиоактивному выбросу.

Результаты численного моделирования таких аварий показывают, что небольшие отклонения входных параметров модели энергоблока в пределах неопределённости их значений могут приводить как к разрыву границ первого контура внутри ГО, так и к байпасированию ГО. В этом случае авария фактически разделяется на 2 ветви с разными последствиями. Смешивать эти 2 варианта в одном АН не имеет смысла, поскольку это приводит к физической необоснованности наилучшей оценки (среднего). Различается не только сам радиоактивный выброс, но и количество источников выброса (только из-под ГО в первом случае и дополнительно на уровне крыши машинного зала – во втором случае).

Возможен и третий вариант развития аварии – если границы первого контура сохраняют свою целостность до момента перемещения расплава из а.з. в НКР, происходит разрыв корпуса реактора. И поскольку разрыв корпуса с расплавом происходит в области максимальной температуры стенки, т.е. вблизи ванны расплава, возникает явление прямого нагрева атмосферы ГО диспергированным расплавом. Это явление плохо изучено, поэтому в практике анализа безопасности ВВЭР в качестве верхней оценки принято, что при разрыве корпуса реактора перепадом давления на его стенке свыше 1 МПа происходит отказ ГО. Таким образом, этот вариант также приводит к раннему и большому выбросу радиоактивности.

В базовом (референтном) расчёте аварии могут быть получены условия для разрыва теплообменных труб ПГ, но при выполнении АН могут проявиться все перечисленные реализации порогового эффекта. Поэтому для ТА на высоком давлении выполнение АН принципиально важно с целью проверки порогового эффекта.

При формировании перечня неопределённых параметров в расчёте данной ТА важно учесть параметры, способные повлиять на факт и место разрыва, прежде всего, характеристики высокотемпературной ползучести и пределы текучести сталей, из которых выполнены дыхательный трубопровод КД, горячий патрубок, теплообменные трубы ПГ и корпус реактора.

**В седьмой главе** приведены результаты апробации разработанного методического подхода на примере численного моделирования ТА на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1. Результаты моделирования демонстрируют хорошее согласие с фактическими данными об аварии, включая данные измерений, время ключевых событий, состояние физических барьеров безопасности, результаты альтернативных расчётных оценок (как прямого моделирования при помощи интегральных кодов, так и обратного восстановления радиоактивного выброса). Использованный интегральный код СОКРАТ/ВЗ позволил воспроизвести как локальные параметры, так и интегральный отклик энергоблока на широком интервале времени (2 недели) с учётом основного оборудования энергоблока, действий персонала и всех стадий развития аварии от исходного события до формирования основного радиоактивного выброса в окружающую среду.

Выполненные исследования показали возможность использования ФММ энергоблока для ретроспективного анализа произошедшей ТА с целью восстановления сценария, хронологии событий, обоснования гипотез и поиска объяснений для противоречивых свидетельств, оценки имевшего место радиоактивного выброса, мест расположения и состава кориума и т.д. Таким образом, ФММ представляет собой эффективный инструмент в поддержку работ по расследованию обстоятельств и ликвидации последствий ТА.

Для моделирования ТА на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1 использовались следующие элементы методического подхода:

- знания об энергоблоке 1, полученные автором в ходе участия в международных проектах ОЭСР BSAF, BSAF-2, ARC-F, при составлении отчёта Генерального директора МАГАТЭ, в ходе посещения площадки АЭС и взаимодействия с представителями эксплуатирующей организации ТЕРСО;
- знания о феноменологии ТА на ВВЭР, применимые для реакторов BWR;
- соответствующие модели интегрального кода СОКРАТ/ВЗ;
- валидационные расчёты экспериментов в прототипных условиях;

– квалификация расчётных моделей.

В рамках квалификации модели было выполнено сравнение нуклидного состава а.з., полученное с использованием интегральной модели энергоблока в расчётах по коду СОКРАТ/ВЗ, и результатов, полученных для каждой партии ТВС, имеющей близкие выгорания и истории облучения. В квалификационных расчётах было показано, что осреднение выгорания в пределах групп ТВС, которые образуются при разбиении а.з. на кольцевые слои нодализационной схемы, не оказало большого влияния на точность оценок накопления нуклидов по сравнению с детальными расчётами для каждой ТВС.

В качестве еще одного показателя качества модели энергоблока 1 использовалась проверка отношения активностей  $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$  на соответствие среднему выгоранию по а.з. согласно данным оперативных журналов энергоблока и данным проб вокруг АЭС в первые дни аварии. Так было показано, что накопление изотопов цезия в интегральной постановке в среднем оценивается правильно.

Другим аспектом квалификации модели является сравнение кривой ОТВ, рассчитанной по СОКРАТ/ВЗ, с данными ТЕРСО, которые были рекомендованы в проекте BSAF в качестве начальных данных для моделирования аварии. Результаты СОКРАТ/ВЗ хорошо согласуются с этими данными для рассматриваемого интервала времени (максимальное отклонение не превышает +2,2%).

Также в рамках квалификации результаты моделирования начальной стадии аварии были сопоставлены с имеющимися данными измерений. Точное воспроизведение динамики измеренного давления (рис. 7) свидетельствует о правильности расчёта теплового баланса в корпусе реактора с учетом использованной расчётной модели аварийного конденсатора (АК). Расчетная мощность обоих каналов АК близка к проектной величине, нагрев воды в теплообменниках АК соответствует времени их работы и согласуется с данными измерений (рис. 8). Поскольку АК является технологическим аналогом системы СПОТ ПГ, полученные результаты свидетельствуют о возможности применения разработанных нодализационных схем для моделирования СПОТ ПГ на ВВЭР-1200.

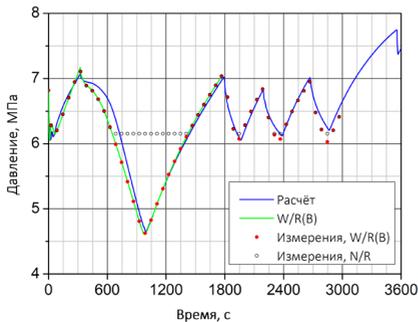


Рис. 7 Изменение расчётного и измеренного давления в реакторе до прихода цунами

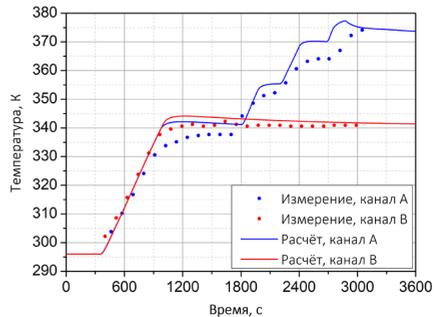
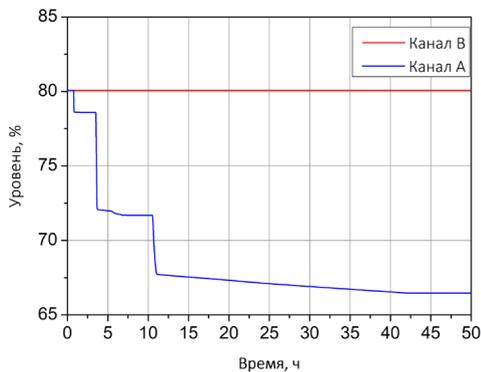


Рис. 8. Изменение расчётной и измеренной температуры воды в теплообменниках АК до прихода цунами

При моделировании основных стадий ТА на энергоблоке 1 были получены результаты, важные для понимания развития аварии и текущего состояния энергоблока. В самом начале работ в 2011 г. в расчетах по СОКРАТ/ВЗ было показано неизбежное разрушение корпуса реактора расплавом и перемещение расплава на бетонное основание сухого бокса контейнента. В дальнейшем эта информация учитывалась эксплуатирующей организацией ТЕРСО при разработке планов поставарийных работ на энергоблоке 1.

Также расчётным путём была показана возможность образования на 5,4 часе аварии течи теплоносителя изгиба паропровода в объём сухого бокса контейнента. Прогнозируемый размер течи оценён как Ду52, что соответствует конфигурации трещины. Оценённое время, место и размер течи позволяют воспроизвести измеренную динамику давления в реакторе и показания уровнемера. Проверка предположения о течи паропровода ожидается при разборке реактора.

Также в расчётах получено, что изолирующие клапаны 1А и 2А, расположенные соответственно на паровой и конденсатной линиях аварийного конденсатора А внутри контейнента, как минимум, частично остались открытыми после полного обесточивания энергоблока. Из-за этого в отдельные моменты времени в ходе разрушения а.з. перегретая парогазовая смесь забрасывалась в теплообменник А аварийного конденсатора, что вызывало временное испарение воды. Устойчивая циркуляция газа через АК была невозможна из-за отравления теплообменника водородом. В результате к 11,1 ч уровень воды в теплообменнике А достиг 68%, что близко к уровню, измеренному после аварии (65%), рис. 9. Временная неустойчивая работа аварийного конденсатора отмечалась операторами во время аварии по выходу пара из выхлопа системы в окружающую среду.



(а)

(б)  
(Фото: Fukushima Nuclear Accident Analysis Report, TEPCO, 2012)

Рис. 9 Расчётное изменение уровней воды в теплообменниках А и В системы АК (а) и конечные показания уровнемера в теплообменнике А (б) на энергоблоке 1

Поскольку в центральном зале реакторного здания примерно через 1 сутки аварии произошёл мощный взрыв, важнейшей задачей численного моделирования является установление путей транспорта водорода от а.з. к реакторному зданию, анализ распределения водорода по помещениям и образования взрывоопасной водородсодержащей смеси в центральном зале. Разработанная модель энергоблока позволила решить эту задачу. Важно, что для проверки условий воспламенения и режима горения водорода в расчётах применялись критерии, которые используются в детерминистических расчётах в поддержку ВАБ-2 энергоблоков ВВЭР.

В расчётах показано, что из-за роста давления в сухом боксе контейнента произошёл подъём крышки, и через образовавшуюся неплотность фланцевого разъёма смесь водяного пара, азота и водорода начала поступать сначала в помещение обслуживания крышки, а затем, через щели в плитах биозащиты, накрывающие это помещение, – в центральный зал. По результатам обследования 5-го этажа плиты биозащиты оказались смещёнными со штатного места и частично разрушены. Кроме того, мощности дозы, измеренные вблизи этих плит, оказались на порядок ниже, чем в аналогичных местах на энергоблоках 2 и 3. В качестве объяснения этим наблюдениям автором было выдвинуто предположение о возгорании водорода внутри помещения обслуживания крышки контейнента, вызвавшем частичное разрушение плит и унос ранее осевших радиоактивных аэрозолей. Поскольку это помещение заполнено воздухом, во время аварии в нём первом могла образоваться взрывоопасная смесь водорода и воздуха. Результаты моделирования показали возможность раннего горения водорода с ускорением пламени в этом помещении ещё до взрыва на 5-м этаже. Полученные результаты нуждаются в проверке фактическими данными с энергоблока, которые могут быть получены позднее. Имеющиеся сейчас черно-белые

фотоснимки ТЕРСО не позволяют опровергнуть или подтвердить факт горения.

Также полученные результаты аварии показали, что за несколько часов до фактического взрыва на 24,9 ч аварии в центральном зале уже сформировались условия для горения с переходом в детонацию, и требовался только инициирующий энергетический триггер. Источником поджига горючей смеси могли быть горячие частицы, выносимые парогазовой смесью из контейнента, или искрение в ходе продолжавшихся афтершоков.

### ***Технологические уроки аварии на АЭС Фукусима-1 для совершенствования ФММ ВВЭР***

Авария на АЭС Фукусима-1 подчеркнула важность обеспечения надежности средств измерения во время ТА для успешной диагностики текущего состояния реактора и принятия решений, адекватных этому состоянию. После восстановления электропитания на 7-м часе аварии на энергоблоке 1 измерения уровня воды в реакторе указывали на то, что а.з. заполнена водой, а уровень воды – стабилен. Это приводило к ошибочным предположениям о том, что принятые меры по подаче воды в реактор успешны, а а.з. не разрушается. Однако показания уровня воды противоречили прогнозируемому состоянию а.з. с учётом сложившихся обстоятельств. Аналитические оценки, сделанные в ИБРАЭ РАН в первый день аварии, показали, что без отвода тепла а.з. полностью осушилась бы примерно за 5 часов. Понимание причин такого несоответствия в то время отсутствовало. После аварии этот вопрос был зафиксирован ТЕРСО как задача 3 для энергоблока 1 в списке вопросов, требующих дальнейшего разрешения.

Объяснение отмеченному противоречию было найдено ТЕРСО вскоре после начала анализа аварии в 2012 году. Расчётным путём было показано, что нагрев атмосферы сухого бокса контейнента и результирующий нагрев и испарение воды из плюсовой линии уровнемера были причиной неверных показаний уровня воды в а.з. на всех трёх энергоблоках. Эти выводы были независимо проверены и подтверждены при помощи созданной ФММ энергоблока 1. Для этого расчётная модель энергоблока 1 была дополнена моделью измерения уровня воды.

Хотя реакторы ВВЭР и ВWR во многом различаются, средства измерения уровня воды в различных сосудах АЭС с ВВЭР (ПГ, КД), очень похожи на уровнемеры в реакторе Фукусима-1. Поэтому важно проверить, применим ли опыт аварии на АЭС Фукусима-1 в части ошибочных показаний системы измерения уровня к РУ ВВЭР. Результаты выполненных исследований показали, что при ТА на ВВЭР-1000, вызванных потерей теплоносителя из-за течей размером Ду30...Ду50 и дополнительным обесточиванием станции, а также при отказе БРУ-А в открытом положении (из-за отказа или вследствие разряджения аккумуляторов через 2 часа аварии) проявляется эффект ложного роста

показаний уровнемеров на стадии разрушения а.з. Так же, как и при аварии на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1, он обусловлен осушением плюсовой импульсной линии уровнемера вследствие нагрева атмосферы под ГО и снижения давления в сосуде (в данном случае в ПГ). Таким образом, после потери постоянного тока через 2 часа после начала аварии и восстановления электропитания контрольно-измерительных приборов через 3,5–4 часа аварии (что воспроизводит сценарий на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1) операторы могут наблюдать в показаниях уровнемера возрастающий уровень котловой воды в осушенных ПГ (рис. 10). Это может привести к неправильной интерпретации успешности мероприятий по подпитке ПГ водой и восстановлению теплоотвода от первого контура. В случае ТА необходимо учитывать эту особенность в поведении уровнемера, причем она может проявляться и в других сосудах, снабжённых подобными уровнемерами (например, в КД).

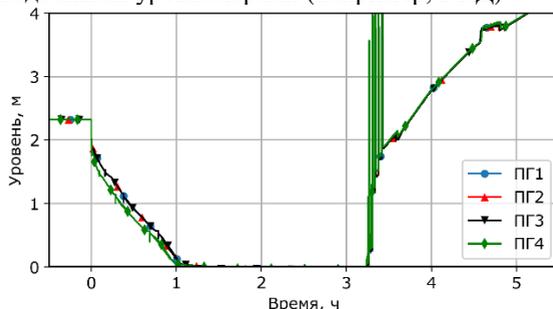


Рис. 10 Прогнозные показания уровнемеров в парогенераторах при ТА «Малая течь Ду40 + полное обесточивание» на энергоблоке с ВВЭР-1000

Полученные результаты поднимают вопрос о необходимости квалификации средств измерений на условия и процессы ТА. Модернизация системы измерения уровня воды в ПГ уже выполнялась на российских АЭС с ВВЭР, но непосредственно к ТА она не относилась.

Численное моделирование аварий в рамках анализа безопасности и разработки РУТА должно учитывать влияние изменения атмосферных условий на точность и надежность контрольно-измерительных приборов.

#### **Совместное использование ФММ и CFD кодов для анализа возможности байпасирования гермооболочки при ТА**

Также в рамках апробации методики в главе 7 представлен пример совместного использования ФММ и CFD кодов для исследования переноса тепла по первому контуру из а.з. в трубки ПГ в ходе ТА с потерей теплоотвода ко второму контуру и плотным первым контуром РУ. Решение этой задачи направлено на снижение неопределённостей расчётов таких аварий из-за отмеченного выше порогового эффекта, возникающего из-за возможного разрыва теплообменных труб ПГ и байпасирования ГО.

В случае заполненных гидрозатворов на холодных нитках ГЦТ конвекция парогазовой смеси по петле невозможна, но возможно образование конвекции по горячей нитке между сборной камерой реактора и коллекторами ПГ. Для оценки возможности и времени установления такой конвекции была выполнена серия расчетов при помощи ФММ и многомерных CFD кодов. Результаты расчетов показали, что время установления квазистационарной циркуляции перегретого пара в горячей нитке (2500 с) значительно превышает интервал времени между закрытием и открытием ИПУ КД (300–450 с). Открытие ИПУ КД и сброс среды из первого контура приводит к поступлению в трубки ПГ холодного насыщенного пара из гидрозатворов холодных ниток. Тем не менее, на фазе закрытых ИПУ КД наблюдается выраженный конвективный перенос тепла из реактора в горячий коллектор, который приводит к повышению температуры в центре коллектора до 830 К.

В предположении, что разрыв теплообменных труб ПГ происходит в результате превышения предела текучести стали 08X18H10T, показано, что даже в случае мгновенного разогрева теплообменных трубок ПГ до максимальной температуры перегретого пара в горячем коллекторе (830 К) условие разрыва трубок не достигается.

Таким образом, выполненные расчетные исследования показали недостаточную интенсивность конвективного переноса тепла из а.з. в ПГ при заполненных гидрозатворах холодных ниток и, следовательно, отсутствие риска разрыва теплообменных труб ПГ и байпасирования ГО РУ радиоактивными веществами.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В диссертации представлены результаты комплекса работ по разработке методического подхода к созданию физико-математической модели энергоблока АЭС на примере ВВЭР, предназначенной для реалистического расчётного обоснования безопасности энергоблоков АЭС при тяжёлых авариях, включая определение исходных данных для расчёта водородной взрывобезопасности, радиационных последствий, оценки эффективности мер по управлению тяжёлой аварией и функционирования оборудования и систем безопасности при тяжёлых авариях. Разработанный методический подход обобщает многолетний опыт автора по расчётному сопровождению анализа безопасности АЭС с ВВЭР, включая исследование процессов и явлений при ТА, создание физических моделей, их интегрирование в единую программу для ЭВМ (интегральный код), валидацию, аттестацию и практическое использование, а также методическое сопровождение применения интегральных кодов в проектно-конструкторских организациях ГК «Росатом».

В результате выполненной работы решены следующие задачи, в совокупности способствующие решению важной научно-технической проблемы обоснования безопасности АЭС с ВВЭР при тяжёлых авариях,

обеспечения сохранения и преемственности знаний о расчётном анализе тяжёлых аварий на энергоблоках ВВЭР:

- с учётом конструктивных особенностей ВВЭР и современных знаний о представительных сценариях тяжёлых аварий на ВВЭР выполнен комплексный феноменологический анализ тяжёлых аварий и выделены определяющие процессы и явления, а также оценена степень их изученности;
- разработана методика валидации интегрального кода для анализа тяжёлых аварий;
- разработаны, аттестованы в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора и внедрены в эксплуатацию в ИБРАЭ РАН и отраслевых организациях две версии интегрального кода для расчёта тяжёлых аварий СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3;
- разработана методика квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для использования с версиями интегрального тяжелоаварийного кода СОКРАТ В1/В2 и СОКРАТ/В3;
- с использованием разработанного методического подхода созданы и внедрены в практику обоснования безопасности физико-математические модели энергоблоков ВВЭР;
- сформулированы цели, задачи, проблемы и роль анализа неопределённости при использовании физико-математических моделей для расчётов ТА на ВВЭР;
- выполнена апробация методического подхода на примере численного моделирования тяжёлой аварии на АЭС Фукусима-1 и в анализе безопасности ВВЭР;
- продемонстрирована возможность ложных показаний уровнемеров ПГ ВВЭР-1000 в условиях тяжёлых аварий, а также важность учёта этого эффекта в рамках симптомно-ориентированного подхода;
- показана роль конвективного переноса тепла между активной зоной и ПГ при тяжёлых авариях с плотным первым контуром при оценках байпасирования гермооболочки и формирования раннего радиоактивного выброса.

## ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

1. Dolganov, K.S. Integral simulation of the first 3 weeks of severe accident at Fukushima Daiichi Unit 1 with SOCRAT code. Part I – Qualification of model and simulation of the initial phase / K.S. Dolganov // Nuclear Engineering and Design. – 2024. – Vol. 416. – С. 112771.
2. Evaluation of uncertainties associated with best estimates of parameters in the deterministic analysis of a severe accident / N.I. Ryzhov, K.S. Dolganov, Yu.A. Zvonarev [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2023. – Vol. 415. – С. 112741.
3. Долганов, К.С. Интегральная оценка нуклидного состава и тепловыделения потенциальных ядерных отходов, образованных топливом в бассейне выдержки энергоблока 1 АЭС Фукусима Дайичи / К.С. Долганов. – Текст : непосредственный // Радиоактивные отходы. – 2023. – № 4 (25). – С. 101-110.
4. Dolganov, K.S. Possibility of misleading readings of water level in VVER steam generator during severe accidents with account for the Fukushima lessons / K.S. Dolganov // Nuclear Engineering and Design. – 2023. – Vol. 413. – P. 112519.
5. Долганов, К.С. Расчетное исследование раздутия и разрыва оболочек твэлов ВВЭР и PWR в экспериментах с различными условиями нагружения / К.С. Долганов, А.Е. Тарасов, А.В. Капустин, Д.Ю. Томашик. – Текст : непосредственный // Известия РАН. Энергетика. – 2023. – №3. – С. 57-78.
6. Investigation on the interphase drag and wall friction in vertically oriented upward and downward two-phase flows under accident conditions in light water reactors / V. N. Blinkov, O. I. Melikhov, V. I. Melikhov [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2022. – Vol. 389. – P. 111666.
7. Applicability of the nuclide kinetics fast estimate model for severe accident codes / K. S. Dolganov, E. A. Dolzhenkov, A. L. Fokin [et al.] // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – P. 108858.
8. Estimation of system code SOCRAT/V3 accuracy to simulate the heat transfer in a pool of volumetrically heated liquid on the basis of BAFOND experiments / E. A. Dolzhenkov, K. S. Dolganov, A. V. Kapustin [et al.] // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 151. – P. 107902.
9. Issues of Safety Assessment of New Russian NPP Projects in View of Current Requirements for the Probability of a Large Release / V. B. Morozov, A. E. Kiselev, A. A. Kiselev [et al.] // Nuclear Technology. – 2021. – Vol. 207, No. 2. – P. 204-216.
10. Overview and outcomes of the OECD/NEA benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF) Phase 2 – Results of severe accident analyses for Unit 1 / L. E. Herranz, C. López, M. Pellegrini [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2020. – Vol. 369. – P. 110849.
11. Numerical assessment of PARAMETER-SF1 test on oxidation and melting of LWR fuel assembly under top flooding conditions / D. Y.

Tomashchik, K. S. Dolganov, A. E. Kiselev [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2020. – Vol. 369. – P. 110852.

12. Application of ensemble method to predict radiation doses from a radioactive release during hypothetical severe accidents at Russian NPP / A. A. Kiselev, R. I. Bakin, I. M. Gubenko [et al.] // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2020. – No. 6/н.

13. Main Findings, Remaining Uncertainties and Lessons Learned from the OECD/NEA BSAF Project / M. Pellegrini, L. Herranz, M. Sonnenkalb [et al.] // Nuclear Technology. – 2020. – Vol. 206, No. 9. – P. 1449-1463.

14. Results of SOCRAT code development, validation and applications for NPP safety assessment under severe accidents / L. A. Bolshov, K. S. Dolganov, A. E. Kiselev, V. F. Strizhov // Nuclear Engineering and Design. – 2019. – Vol. 341. – P. 326-345.

15. Evaluation of loads on the main joint of reactor pressure vessel under hypothetical severe accident at VVER-1200 NPP / K. S. Dolganov, V. N. Semenov, A. Y. Kiselev [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2019. – Vol. 353. – P. 110222.

16. Быков, М.А. Исследование термомеханического поведения оболочек твэлов ВВЭР с помощью кода СОКРАТ/В1 / М.А. Быков, К.С. Долганов, Киселев А.Е. [и др.] – Текст : непосредственный // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2019. – № 2. – С. 91-99.

17. Расчетные анализы ИБРАЭ РАН в рамках стадии 1 проекта BSAF (2014 г.) / К. С. Долганов, А. Е. Киселев, Д. Ю. Томашик [и др.] // Системный анализ причин и последствий аварии на АЭС "Фукусима-1". – Москва : Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2018. – С. 252-276.

18. Долганов, К.С. Оценка возможности кода СОКРАТ моделировать процессы растворения диоксид-уранового топлива жидким цирконием / К.С. Долганов, А.Е. Киселев, Н.А. Козлова [и др.]. – Текст : непосредственный // Атомная энергия. – 2018. – Т. 125. – № 2. – С. 79-86.

19. Астахов, В.В. Методика расчётной оценки нагружения корпуса реактора ВВЭР-1200 при внутрикорпусных паровых взрывах / В.В. Астахов, Н.В. Букин, Д.Л. Гаспаров [и др.]. – Текст : непосредственный // Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2018. – № 5. – С. 42-58.

20. Долганов, К.С. Результаты расчетных оценок параметров выброса Cs-137 из ванны расплава при непреднамеренном плавлении источника ионизирующего излучения / К.С. Долганов. – Текст : непосредственный // Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2018. – № 6. – С. 148-157.

21. Arutyunyan, R.V. Assessment of parameters of radioactive aerosol release through air duct system using the SOCRAT/V3 code / R. V. Arutyunyan, D. A. Pripachkin, K. S. Dolganov [et al.] // Nuclear Technology. – 2018. – Vol. 203, No. 1. – P. 92-100.

22. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2017661573 Российская Федерация. «Программа для численного моделирования тяжелых запроектных аварий, включая образование и перенос радиоактивных веществ, на реакторных установках корпусного типа с водой под давлением типа ВВЭР «СОКРАТ/ВЗ» : № 2017615707 : заявл. 14.06.2017 : опубл. 17.10.2017 / Л. А. Большов, М. А. Затевахин, Л. Э. Лебедев [и др.] ; заявитель АО «Концерн Росэнергоатом», ИБРАЭ РАН, ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», АО «АТОМПРОЕКТ».

23. Pellegrini, M. Benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS: best-estimate case comparison / M. Pellegrini, K. Dolganov, L. E. Herranz [et al.] // Nuclear Technology. – 2016. – Vol. 196, No. 2. – P. 198-210.

24. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016617407 Российская Федерация. Программа для анализа процессов дегазации жидкометаллического теплоносителя реакторной установки : № 2016614865 : заявл. 10.05.2016 : опубл. 04.07.2016 / Васильев А.Д., Долганов К.С., Капустин А.В. [и др.] ; заявитель ИБРАЭ РАН.

25. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2015610455 Российская Федерация. Программа для расчета накопления активности радиоактивных продуктов деления и коррозии в технологических средах быстрых натриевых реакторов : № 2014661551 : заявл. 14.11.2014 : опубл. 12.01.2015 / А. Д. Васильев, Ю. Ю. Виноградова, К. С. Долганов [и др.] ; заявитель Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук.

26. Арутюнян, Р.В. Реконструкция северо-западного радиоактивного следа при аварии на АЭС "Фукусима-1" (Япония) с помощью программных комплексов СОКРАТ/ВЗ и ПРОЛОГ / Р.В. Арутюнян, Р.И. Бакин, К.С. Долганов [и др.]. – Текст : непосредственный // Атомная энергия. – 2014. – Т. 116. – № 3. – С. 171-174.

27. Асмолов, В.Г. Современное состояние и тенденции развития системных теплогидравлических кодов за рубежом / В.Г. Асмолов, В.Н. Блинков, Долганов К.С. [и др.]. – Текст : непосредственный // Теплофизика высоких температур. – 2014. – Т. 52. – № 1. – С. 105-117.

28. Результаты экспресс-расчетов тяжелой аварии на АЭС "Фукусима-1" при помощи кода СОКРАТ / К. С. Долганов, А. В. Капустин, А. Е. Киселев [и др.] // Авария на АЭС "Фукусима-1": опыт реагирования и уроки : Труды ИБРАЭ РАН; Продолжающееся издание «Труды ИБРАЭ РАН», 2007 (год основания). – Москва : "Наука", 2013. – С. 67-79.

29. Долганов, К.С. Анализ работы систем безопасности во время аварии на энергоблоках № 2 и 3 АЭС "Фукусима-1" и пути совершенствования подходов к анализу тяжелых аварий / К.С. Долганов, А.Е. Киселев, Д.Ю. Томащик, Т.А. Юдина. – Текст : непосредственный // Авария на АЭС "Фукусима-1": опыт реагирования и уроки. – (Труды / ИБРАЭ РАН. Серия: Труды ИБРАЭ РАН). – Москва: "Наука". – 2013. – С. 80-101.

30. Долганов, К.С. Работоспособность систем безопасности BWR-4 при полном обесточивании на примере тяжелой аварии на АЭС "Фукусима-1" (Япония) / К.С. Долганов, А.Е. Киселев, Д.Ю. Томашик, Т.А. Юдина – Текст : непосредственный // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114. – № 2. – С. 82-88.

31. Долганов, К.С. Оперативный расчет аварии на АЭС "Фукусима-1" (Япония) с помощью кода СОКРАТ / К.С. Долганов, А.В. Капустин, А.Е. Киселев [и др.]. – Текст : непосредственный // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114. – № 3. – С. 133-139.

32. Долганов, К.С. Оценка возможности моделирования разрушения технологических каналов РБМК при тяжелых авариях с помощью расчетного кода СОКРАТ / К.С. Долганов, А.Е. Киселев, Ю.М. Никитин [и др.]. – Текст : непосредственный // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115. – № 4. – С. 211-216.

33. Долганов, К.С. Анализ возможности массового разрушения теплообменных труб ПГ при тяжелых авариях на РУ ВВЭР-1200/491 / К.С. Долганов, А.В. Капустин, В.А. Мохов [и др.]. – Текст : непосредственный // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2011. – № 29. – С. 96-111.

34. Пантюшин, С.И. Разработка системы удержания расплава и охлаждения корпуса реактора при тяжелых запроектных авариях для АЭС с РУ ВВЭР-600 и РУ ВВЭР ТОИ / С.И. Пантюшин, Ю.А. Звонарев, К.С. Долганов [и др.]. – Текст : непосредственный // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2011. – № 30. – С. 45-59.

35. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2010610562 Российская Федерация. Программа для численного моделирования внутрикорпусной стадии запроектных аварий на реакторных установках с водой под давлением (СОКРАТ-В1/В2) : № 2009617416 : заявл. 22.12.2009 : опубл. 14.01.2010 / В.Ф. Стрижов, К.С. Долганов, С.В. Цаун [и др.] ; владелец: Акционерное общество «Научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт энергетических технологий «Атомпроект».

36. Пажетнов, В.В. Рассмотрение условий длительного воздействия кориума на корпус реактора ВВЭР-440 при тяжелых авариях / В.В. Пажетнов, К.С. Долганов, А.С. Филиппов [и др.]. – Текст : непосредственный // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2009. – № 25. – С. 161-172.

Долганов Кирилл Сергеевич

Методический подход к созданию моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для реалистического расчётного обоснования безопасности при тяжёлых авариях

Автореферат  
диссертации на соискание ученой степени  
доктора технических наук

Подписано в печать 26.03.2024 г.  
Формат 60X90<sup>1</sup>/<sub>16</sub>. Бумага 80 г/м<sup>2</sup>. Гарнитура «Times»  
1,99 авт.л.

Тираж 100 экз.  
Печать на аппарате Kopica Minolta, ИБРАЭ РАН  
115191 Москва, ул. Б. Тульская ул., д.52  
Телефон: 8-495-955-22-66